



---

Gesellschaft für  
Reaktorsicherheit (GRS) mbH

---

# Auswertung von Betriebserfahrungen in Kernkraftwerken

7. GRS-Fachgespräch  
München,  
27.—28. Oktober 1983



---

Gesellschaft für  
Reaktorsicherheit (GRS) mbH

---

# Auswertung von Betriebserfahrungen in Kernkraftwerken

7. GRS-Fachgespräch  
München,  
27.—28. Oktober 1983

---

GRS-54 (Januar 1984)  
ISBN 3 - 923875 - 02 - 9

Herausgeber: Gesellschaft für Reaktorsicherheit (GRS) mbH, Köln  
Redaktion: B. Laue und M. Straßenmeyer, GRS, Köln

Diese Beiträge wurden gleichzeitig in der Zeitschrift „Technische Mitteilungen“ Heft 1 1984  
im Vulkan-Verlag Dr. W. Classen Nachf. GmbH & Co. KG, Postfach 10 39 62, 4300 Essen 1, veröffentlicht.

# Inhaltsverzeichnis

	Seite
Eröffnung (O. Kellermann) .....	1
Begrüßungsansprache (C.-D. Spranger) .....	2
Entwicklung der belebten Natur Vortrag P. Schuster .....	5
Einführung (A. Birkhofer) .....	12
Ziele und Möglichkeiten der Auswertung von Betriebserfahrungen Vortrag E. Lindauer .....	13
Diskussion zum Vortrag E. Lindauer .....	17
Zuverlässigkeit und Verfügbarkeit von Kernkraftwerken Vortrag H. Hoffmann und W. Hlubek .....	18
Diskussion zum Vortrag H. Hoffmann und W. Hlubek .....	25
Nutzen von Betriebsdaten für Planung und Betrieb Vortrag P. Hömke und C. Versteegen .....	26
Diskussion zum Vortrag P. Hömke und C. Versteegen .....	32
Optimierung des Strahlenschutzes am Beispiel tätigkeitsbezogener Dosen Vortrag W. Müller .....	33
Diskussion zum Vortrag W. Müller .....	40
Erkenntnisse aus dem Ablauf ausländischer Vorkommnisse mit Dampferzeuger-Heizrohrbruch Vortrag K. Kotthoff, H. Haunhorst, F. Schleifer und K. Trambauer .....	41
Diskussion zum Vortrag K. Kotthoff, H. Haunhorst, F. Schleifer und K. Trambauer .....	50
Wiederkehrende Prüfungen als Beitrag zur Betriebssicherheit Vortrag E. Maier, A. Bechtel und K. Wagner .....	51
Diskussion zum Vortrag E. Maier, A. Bechtel und K. Wagner .....	57
Teilnehmerverzeichnis .....	59

# Auswertung von Betriebserfahrungen in Kernkraftwerken

7. GRS-Fachgespräch vom 27. und 28. Oktober 1983 in München

## Eröffnung

Von O. Kellermann <sup>1)</sup>

Wenn wir in den Fachgesprächen der vergangenen Jahre über aktuelle Fragen der Reaktorsicherheit diskutiert haben, waren das im allgemeinen Diskussionen darüber, wie sich die Sicherheit der Kernkraftwerke noch mehr erhöhen läßt, wie die Nachweise ausreichender Sicherheit verbessert werden können. Nun ist aber in unserem Lande ein Sicherheitsniveau für kerntechnische Anlagen erreicht worden, das weltweit als maximal gilt. Da ist eine weitere Anhebung nicht mehr sinnvoll. Was wir brauchen, ist eine stärkere Berücksichtigung der Betriebserfahrungen. Ziel muß es sein, die Sicherheitsanforderungen zu optimieren. Ähnliches gilt für die Anforderungen des Umweltschutzes, bei denen sicherlich noch Optimierungen möglich sind. Hierzu ein Beispiel: Wenn am Rhein ein Riesenkühlturm errichtet werden muß, der das Landschaftsbild erheblich verändert und dann nur zehn Stunden pro Jahr benutzt wird, so ist hier der Umweltschutz nicht optimiert.

Die Kernenergie ist auf dem Weg in die Normalität. Mehr als 300 Kernkraftwerke sind in der Welt in Betrieb. In der Bundesrepublik Deutschland wird im Mittel etwa jede 5 Kilowattstunde – weltweit etwa jede 10. – mit Kernenergie erzeugt.

Der Weg in die Normalität, der Durchbruch zur Wirtschaftlichkeit und die in der Öffentlichkeit wachsende Einsicht von der Sicherheit und Umweltfreundlichkeit sind allerdings bei der Kernenergie von einer Entwicklung begleitet gewesen, die wir uns vor 25 Jahren nicht hätten träumen lassen. Ein solches Maß an Emotion, Gewalt und organisiertem Widerstand hat vielen von uns persönlichen Mut abverlangt.

Die Gegner der Kernenergie beginnen umzudenken. Es mehrten sich die Stimmen, die auf die wirklich wichtigen Ziele des Umweltschutzes hinweisen. Es wächst die Erkenntnis, daß es keine Art der Energieversorgung ohne Beeinflussung der Umwelt gibt. Erst in jüngster Zeit hat sich am Waldsterben ein Symptom übermäßiger Umweltbelastung durch Schadstoffe gezeigt. Auch mit anderen Techniken, die teilweise noch als Heilmittel gelten, stößt man an die Grenze des von der Umwelt Ertragbaren, sobald diese extensiv eingesetzt werden.

Das gilt auch für die sogenannten „weichen“ Technologien, wie Solarenergie-technik, Windkraftnutzung und Wärmepumpen. Diese Technologien sind nur so lange umweltverträglich, wie sie in kleinem Maßstab genutzt werden. Sollten sie sich als wirtschaftlich vertretbar erweisen und dann in einem größeren Maße zur Energieerzeugung eingesetzt werden, entwickeln sie sich sehr schnell zu „harten“ umweltfeindlichen Technologien.

In einem sinnvollen Energieversorgungskonzept unseres Landes und unserer Erde muß die Kernenergie ihren Platz haben. Es wäre um unsere Umwelt und um die Lebensfragen der Entwicklungsländer besser bestellt, hätte die friedliche Nutzung der Kernenergie früher und schneller durchgesetzt werden können.

Die Gesellschaft für Reaktorsicherheit (GRS) war in den ersten Jahren ihrer siebenjährigen „Geschichte“ – dazu kommen noch 15 Jahre aus den Vorgängerinstitutionen – an der Begutachtung kerntechnischer Anlagen im Rahmen des atomrechtlichen Genehmigungsverfahrens tätig sowie an der Forschung zu Reaktorsicherheitsproblemen und der Entwicklung von Problemlösungen beteiligt. Der Zwang zur Rationalisierung der Genehmigungsverfahren, die Einführung der Konvoi-Anlagen und der erkennbare Abschluß der Errichtung des Schnellen Natriumgekühlten Reaktors (SNRI) und des Thorium-Hochtemperaturreaktors (THTR) haben uns schon früh veranlaßt, Schwerpunkte unserer Tätigkeit zu verlagern.

Der Know-how-Transfer ins Ausland war eine Aufgabe, die der GRS interessante Kontakte und Aufträge eingebracht hat. Mit den zunehmenden Finanzproblemen der Entwicklungs- und Schwellenländer ist dieser Markt geschrumpft. Nun kommt es der GRS zugute, daß ein wesentlicher Teil der Arbeiten der Entwicklung betriebsnaher Einrichtungen gegolten hat. Schadenfrüherkennung und Störungsanalyse sind Stichworte. Hier sind zukunftsrichtige Aufgaben der GRS zu sehen, die nicht nur sicherheitsgerichtet sind, sondern den Betreibern auch helfen, unnötige Betriebsunterbrechungen zu vermeiden.

Die Auftragslage der GRS entspricht ihrer Mitarbeiterzahl. Die GRS ist gut ausgelastet. Diese positive Aussage ist aber nur möglich, weil in den letzten beiden Jahren die Zahl der Mitarbeiter um 45, das entspricht 10 %, abgebaut wurde.

<sup>1)</sup> Dipl.-Ing. Otto Kellermann ist Geschäftsführer der Gesellschaft für Reaktorsicherheit (GRS) mbH.

Unsere Hauptanstrengung für die Zukunft ist darauf gerichtet, die fachliche Attraktivität zu erhalten, die gesammelten Erfahrungen weiterhin zu nutzen und unseren Auftraggebern die notwendige Unterstützung zu geben.

Das Vertrauen zwischen den Genehmigungs- und Aufsichtsbehörden und der Industrie wächst. Wenn wir in unserem diesjährigen Fachgespräch von Betriebserfahrungen mit Kernkraftwerken berichten und hierbei eine positive Sicherheitsbilanz vorstellen, so verdanken wir das den Bemühungen aller mit Kernenergie befaßten Stellen, den Betreibern und Herstellern, den Behörden und Gutachtern.

Die Atomenergiekommission der Vereinigten Staaten, die USAEC, war schon in frühen Jahren ihres Bestehens Träger des Preises für die höchste Sicherheit am Arbeitsplatz in jenem Lande. Die kerntechnischen Betriebe in unserem Lan-

de führen seit Jahren die niedrigsten Beitragssätze an die Berufsgenossenschaft ab. Es gibt keine Arbeitsplätze in technischen Betrieben mit geringeren Unfallzahlen. Das ist auf mehrere Ursachen zurückzuführen:

- das hohe Niveau der Sicherheit und Verfügbarkeit in diesen Anlagen durch Auslegung und Herstellung,
- die besonders gute fachliche Qualifikation des Betriebspersonals und
- die regelmäßige gesetzlich vorgeschriebene Aus- und Weiterbildung des Personals.

Wir sind davon überzeugt, daß die Vorteile der Kernenergienutzung für die Sicherheit der Beschäftigten und für den Schutz der Umwelt auch künftig bestehen werden und geben hier der Hoffnung Ausdruck, daß sich diese Überzeugung allgemein durchsetzt.

## Begrüßungsansprache

Von C.-D. Spranger <sup>1)</sup>

Die GRS-Fachgespräche dokumentieren das beständige und verantwortungsbewußte Bemühen der Fachleute um die Sicherheit der Kernkraftwerke in der Bundesrepublik Deutschland. Institutionen wie dieses Fachgespräch haben sicherlich mit zu der positiven Sicherheitsbilanz beigetragen, die wir heute für die friedliche Nutzung der Kernenergie in unserem Lande vorweisen können.

Wenn über die Auswertung von Betriebserfahrungen in Kernkraftwerken diskutiert wird, soll es nicht darum gehen, Lehren aus ersten Schäden oder Störfällen zu ziehen, sondern es wird darum gehen, wie der erreichte hohe Stand der Sicherheit bewahrt, also Bewährtes weiter verbessert werden kann.

Der Bundesminister des Innern (BMI) ist verantwortlich für die Sicherheit kerntechnischer Anlagen in der Bundesrepublik Deutschland. Er hat dabei den Auftrag des Atomgesetzes zu erfüllen, das heißt er hat den bestmöglichen Schutz für Mensch und Umwelt vor den Gefahren der Kernenergie und der schädlichen Wirkung ionisierender Strahlen zu gewährleisten. Dazu bedarf es Maßnahmen zur Sicherheit kerntechnischer Anlagen, deren Erforderlichkeit und Geeignetheit stets am aktuellen Stand von Wissenschaft und Technik gemessen wird. Abstriche vom erreichten Sicherheitsniveau kann und wird der Bundesminister des Innern daher nicht zulassen.

In der Vergangenheit gehörte es zur regelmäßigen Übung bei kerntechnischen Fachtagungen, den obligatorischen Bericht zur kernenergiepolitischen Lage zu erstatten. Das war Frontberichterstattung von der Kernenergiekontroverse: also Stand der Meinungsumfragen, Aktionen und Veröffentlichungen von Kernkraftkritikern, Demonstrationen gegen kern-

technische Anlagen, Parteitagbeschlüsse, aufgeschobene politische Entscheidungen oder Baustops durch Gerichtsurteile.

Diese Art Frontberichterstattung kann heute entfallen. Die Lage ist gekennzeichnet von Beruhigung, Konsolidierung, Ernüchterung, also kurz von Normalisierung.

Beruhigung bedeutet hier, daß die mit der Kernenergie Befassten heute weit weniger das zweifelhafte Vergnügen genießen, in der Öffentlichkeit gefragt zu sein — ständig im Kreuzfeuer der öffentlichen Kritik zu stehen. Natürlich haben sich die Schwerpunkte der gesellschaftlichen Auseinandersetzung verlagert. Es dürfte aber auch auf den täglich aufs neue bewiesenen hohen kerntechnischen Sicherheitsstandard zurückzuführen sein.

Dessen ungeachtet betrachten noch viele Bürger in unserem Lande die Probleme der kerntechnischen Sicherheit und des Schutzes der Umwelt nach wie vor mit Sorge. Oft ist zu beobachten, daß die Sorge um Umwelt und kerntechnische Sicherheit in eine undifferenzierte Angst umschlägt, die sich häufig gegen den technischen Fortschritt im allgemeinen und Kerntechnik als dessen Symbol im besonderen richtet. Eine derartige — menschlich durchaus verständliche — Angst ist aber gefährlich, da sie Selbstvertrauen und Antriebskräfte lähmt und die Bewältigung der schwierigen vor uns liegenden Aufgaben eher hindert als fördert.

Wir nehmen die Sorgen der Bürger sehr ernst. Diese Bundesregierung wird eine klare und offene Informationspolitik gegenüber der Öffentlichkeit betreiben. In unserem demokratischen freiheitlichen Staat muß letztlich alles, was die Verantwortlichen im Staat entscheiden, von der überwiegenden Mehrheit verstanden und auch bejaht werden. Es kann kein Vorbehaltswissen einiger weniger Experten geben. Ebensowenig darf es einen Informations- oder Argumentationsvorsprung für diejenigen geben, die Stimmung gegen die Kerntechnik machen wollen.

<sup>1)</sup> Carl-Dieter Spranger ist Parlamentarischer Staatssekretär beim Bundesminister des Innern.

Die Bundesregierung wird daher ihre Anstrengungen um kerntechnische Sicherheit, Strahlenschutz und Entsorgung offensiv darstellen. Diese Darstellungen unserer Ziele und Maßnahmen müssen Ausgangspunkt und Bezugspunkt der öffentlichen Meinungs- und Willensbildung sein, nicht die scheinbar spektakulären Enthüllungen oder Rundumschläge gegen die Kernenergie und gegen die verantwortlichen Entscheidungsträger in diesem Lande.

Unser Ziel heißt: konkrete Maßnahmen zur Verbesserung bei kerntechnischer Sicherheit, Strahlenschutz und Entsorgung. Unsere Strategie heißt: seriöse Arbeit, klare Prioritäten, verantwortungsbewußte Entscheidungen und rationales Handeln. Es ist zu hoffen, daß wir auf diese Weise die gewonnene Beruhigung bewahren können, denn sie ist eine wichtige Voraussetzung für rationale, problemgerechte Entscheidungen und entsprechendes Handeln.

Die Lage ist heute auch gekennzeichnet durch Konsolidierung. Die Bundesregierung hat ihre Anstrengungen nach Regierungsübernahme darauf konzentriert, das im Grunde bewährte und erfolgreiche Konzept der kerntechnischen Sicherheit und des Strahlenschutzes weiterzuentwickeln. Es gilt, Schwachstellen zu beseitigen und mehr Klarheit und Sicherheit für die atomrechtlichen Verfahren zu schaffen. Es gilt, dort einen Durchbruch zu schaffen, wo Lösungen zwar lange bekannt, ihre Verwirklichung aber nur schleppend vorankam, wie etwa bei der Entsorgung der Kernkraftwerke.

Wir sind bereits ein beträchtliches Stück vorangekommen. Die erforderlichen Verfahrensschritte zur Erstellung der Störfall-Leitlinien zur Beurteilung der Auslegung von Kernkraftwerken mit Druckwasserreaktoren gegen Störfälle im Sinne des § 28 Abs. 3 der Strahlenschutzverordnung (StriSchV) sind abgeschlossen. Der BMI hat wie vorgesehen dem Innenausschuß des Deutschen Bundestages am 12. Oktober 1983 über Verlauf und Ergebnisse dieser Arbeiten berichtet. Vorausgegangen war eine Verbändeanhörung am 13. Juni 1983, die in sachlicher Atmosphäre durchgeführt wurde.

Von den zehn eingeladenen Industrieverbänden und Gewerkschaften nahmen acht teil, von den 15 Umweltverbänden leider nur vier. Alle abgegebenen Stellungnahmen wurden eingehend geprüft und bewertet. Die Leitlinien wurden nochmals überarbeitet.

Es zeigte sich, daß viele der vorgebrachten Kritikpunkte auf Fehlinterpretationen zurückzuführen waren. Dies gilt insbesondere für Vorwürfe, daß durch die Leitlinien bisher geltende Sicherheitsanforderungen abgebaut würden. Dies trifft nicht zu und wurde Punkt für Punkt widerlegt.

Wir kennen das beliebte Spiel:

Normierung von Sicherheitsanforderungen = Sicherheitsabbau;  
Nichtnormierung von Sicherheitsanforderungen = Sicherheitslücke.

Wie man es macht, man macht es falsch. Wer so argumentiert, macht es sich zu leicht. Die Bundesregierung hat bewiesen und wird beweisen, daß Rechtssicherheit und Reaktorsicherheit keine Gegensätze sind, sondern durchaus in Einklang gebracht werden können. Besonders anschaulich ist diese Argumentation „nach Art eines Vexierbildes“ in der Diskussion um die Novellierung der Nuklearhaftung:

Keine Erhöhung der Haftungshöchstgrenze wird als Angst vor höheren Schäden, eine Erhöhung der Haftungshöchstgrenze als Erwartung höherer Schäden interpretiert.

Beide Interpretationen sind falsch. Unsere Auffassung dazu lautet: Kerntechnische Sicherheit auf hohem Niveau kann sich auch Haftung und Deckungsvorsorge auf hohem Niveau leisten. Die Bundesregierung prüft daher eine Novellierung der Nuklearhaftung mit dem Ziel eines verbesserten Bürger-schutzes.

Hierzu gibt es noch keine Patentlösung. Eines aber kann jetzt schon gesagt sein: Bei der Diskussion um die Frage, Haftungshöchstgrenze oder unbegrenzte Haftung, wird uns das hier gern benützte Prinzip der Kongruenz von Haftung und Deckung nach Artikel 10 des Pariser Haftungsübereinkommens jedenfalls nicht an einer sachgerechten, zukunftsweisenden Regelung hindern.

Bei den weiteren Rechtsetzungsvorhaben steht zunächst die Novellierung der Strahlenschutzverordnung an. Der Bundesminister des Innern hat kürzlich einen überarbeiteten Entwurf an den Fachausschuß Strahlenschutz des Länderausschusses für Atomkernenergie übersandt. Dieser Entwurf dient in erster Linie der Anpassung der Strahlenschutzverordnung an die Grundnormen der Europäischen Gemeinschaft, einer Verpflichtung, der die Bundesrepublik Deutschland bis zum 3. Juni 1984 nachkommen muß. Die Novellierung enthält aufgrund dieser Terminvorgabe im wesentlichen nur diejenigen Änderungen, die für die Anpassung des nationalen Strahlenschutzrechts an die neuen Vorschriften der Europäischen Gemeinschaft erforderlich sind. Bund und Länder sind sich jedoch einig, daß weitere Fragen auf dem Tisch liegen, für die eine Klärung wünschenswert ist.

Weitere Initiativen zur Verrechtlichung und Konkretisierung von Genehmigungsanforderungen wurden eingeleitet. Zu nennen sind hier lediglich vorbereitende Arbeiten über eine Anlagenerrichtungsverordnung, die in erster Linie die Vielzahl technischer Richtlinien, Leitlinien und Regeln in ihrer Rechtswirksamkeit festlegen soll.

Die Bundesregierung hat zwei Berichte zur Beschleunigung der atomrechtlichen Genehmigungsverfahren vorgelegt: für Kernkraftwerke im Oktober 1981 und für Anlagen des Brennstoffkreislaufs im Januar 1983.

Erste Erfolge können verzeichnet werden:

- Zu den Konvoi-Anlagen Emsland, Isar II und Neckarwestheim II sind im Laufe des Jahres 1982 die ersten Teilerichtungs-genehmigungen erteilt worden. Die Bauarbeiten gehen zügig voran.
- Zum Kernkraftwerk Krümmel hat der Bundesminister des Innern die bundesaufsichtliche Stellungnahme zur Inbetriebnahme im Februar 1983 abgegeben. Am 14. September 1983 erfolgte die erste Kritikalität.
- Zum Hochtemperaturreaktor THTR-300 in Schmehausen hat der Bundesminister des Innern der nuklearen Inbetriebnahme im April 1983 zugestimmt. Der THTR wurde am 13. September 1983 im Rahmen der Null-Energie-Versuche erstmals kritisch. Der Leistungsbetrieb wird für 1984/85 erwartet.
- Zum Schnellen Brutreaktor SNR-300 in Kalkar sind von den zuständigen obersten Landesbehörden sämtliche Teilerichtungs-genehmigungen erteilt. Die Inbetriebnahme wird für 1985 erwartet.

Ähnlich sachgerecht und konsolidiert verlaufen die Genehmigungsverfahren für die anderen in Errichtung befindlichen Kernkraftwerke. Bei den Anlagen des Brennstoffkreislaufs sind erfreuliche Fortschritte festzustellen.

Zur Situation der Entsorgung hat der Bundesminister des Innern am 24. August 1983 dem Deutschen Bundestag einen Bericht vorgelegt. Auch dort konnte festgestellt werden, daß der im Beschluß der Regierungschefs von Bund und Ländern zum 28. September 1979 vorgegebene Zeitrahmen für die Verwirklichung der Entsorgungsanlagen in allen Punkten eingehalten worden ist. So werden die genehmigten und beantragten Kapazitäten zur Zwischenlagerung abgebrannter Brennelemente und die mit ausländischen Wiederaufarbeitern vertraglich vereinbarten Mengen bis über das Jahr 2000 hinaus größer sein als die anfallende Menge an abgebrannten Brennelementen. Am 5. September 1983 erhielt das Zwischenlager für abgebrannte Brennelemente in Gorleben die atomrechtliche Einlagerungsgenehmigung. Auch das zweite Projekt, das Zwischenlager in Ahaus, ist einen Schritt vorangekommen. Am 6. Oktober 1983 wurde die baurechtliche Genehmigung zur Errichtung erteilt. Auch das Planfeststellungsverfahren für das geplante Endlager in der ehemaligen Eisenerzgrube Konrad und die Arbeiten zur untertägigen Erkundung des Endlagers am Standort Gorleben – der Rahmenbetriebsplan wurde am 5. September 1983 genehmigt – kommen planmäßig voran. Die Verfahren für die Wiederaufarbeitungsprojekte in Wackersdorf und Draguhn laufen zielgerichtet und sachbezogen ab – was angesichts der frühen Fokussierung der politischen Auseinandersetzungen auf dieses Thema gar nicht so selbstverständlich ist.

Zusammenfassend ist also festzustellen, daß sich der Prozeß der Konsolidierung bei Genehmigung, Errichtung und Betrieb durchweg positiv entwickelt.

Die heutige Situation der Kernenergie ist aber auch von Ernüchterung gekennzeichnet. Frühere hochgesteckte Annahmen über den Ausbau der Kernenergie mußten deutlich reduziert werden. Wurden bei der Erdöl-Preis-Krise 1973 einmal 45 000 bis 50 000 MW elektrischer Kernkraftwerksleistung für das Jahr 1985 ins Auge gefaßt, so erwartet die Energiewirtschaft für das Jahr 2000 jetzt nur noch einen Kernenergiebeitrag von 30 000 MW.

Nach der Pionier- und Aufbruchphase der kerntechnischen Entwicklung, nach der Phase heftigster kontroverser Auseinandersetzungen über Nutzen und Risiken der Kernenergie in der Öffentlichkeit kehrt also jetzt langsam der Alltag in die Kernenergienutzung ein. Die Lage normalisiert sich.

Das diesjährige Fachgespräch ist schon das zweite, das sich mit dem Betrieb und mit Betriebserfahrungen von Kernkraftwerken befaßt. Auch dies ist ein Zeichen der zunehmenden Normalisierung. Professor Birkhofer hat bei der Eröffnung der Tagung im Oktober 1980 festgestellt:

„Der sichere Betrieb von Kernkraftwerken ist eine grundlegende Voraussetzung, um die in den letzten Jahren kontrovers geführten öffentlichen Diskussionen über die Nutzung der Kernenergie zu objektivieren. Ich bin davon überzeugt, daß der Weg zur öffentlichen Akzeptanz der Kernenergie über einen weitgehend problemfreien Betrieb unserer Kernkraftwerke führt.“

Dem ist nur zuzustimmen: Die Bewährung in der alltäglichen Praxis der Kernenergienutzung ist das überzeugendste, das glaubwürdigste Argument.

Der BMI legt dem Deutschen Bundestag jährlich einen Bericht über besondere Vorkommnisse in deutschen Kernkraftwerken vor. Auch in diesem Jahr konnte der BMI feststellen, daß der Betrieb der deutschen Kernkraftwerke 1982 wiederum frei von sicherheitstechnisch besorgniserregenden Vor-

kommnissen war. Die aufgetretenen Mängel waren sicherheitstechnisch nicht gravierend und wurden von den Betreibern jeweils in verantwortungsvoller Weise umgehend behoben. Zweifel am sicheren Betrieb von Kernkraftwerken konnten damit erneut eindrucksvoll widerlegt werden.

Für die Öffentlichkeit weniger erkennbar, für die Sicherheit der Kernkraftwerke aber um so bedeutsamer ist die Tatsache, daß sicherheitstechnische Ereignisse im Auftrag des BMI von der GRS systematisch und zentral erfaßt und ausgewertet werden und daß damit die aus jedem Ereignis zu ziehenden Lehren an die Betreiber der anderen Kernkraftwerke sowie an die Aufsichtsbehörden und Gutachter zurückfließen.

Dieser wertvolle Erfahrungsaustausch konnte mittlerweile auch international ausgebaut werden, sei es durch das Störfall-Berichtssystem (IRS) der OECD, sei es durch den bilateralen Austausch mit den Ländern, mit denen der BMI Informationsaustauschabkommen abgeschlossen hat. So besteht mittlerweile für uns eine Erfahrungs- und Lernbasis mit über hundert Kernkraftwerken in der westlichen Welt.

Die Zeichen stehen auch nicht schlecht, daß eines Tages auch Betriebsverfahren hinsichtlich der Kernkraftwerke des Ostblocks ausgetauscht werden könnten. Zumindest ist es dieser Bundesregierung gelungen, nach langjährigen vergeblichen Bemühungen unmittelbare Expertengespräche über Fragen der kerntechnischen Sicherheit mit der DDR aufzunehmen. Das erste derartige Gespräch fand in Bonn im BMI statt; wir sind zuversichtlich, daß diese Kontakte im Interesse der Sicherheit der Kernenergie in beiden deutschen Staaten fortgesetzt und ausgebaut werden können.

Doch zurück zur Berichterstattung über den Betrieb von Kernkraftwerken in der Bundesrepublik Deutschland: Weil die Betriebspraxis für die Bewertung der Kernenergienutzung durch die Öffentlichkeit von größter Bedeutung ist, bedarf es gerade in diesem Bereich der offensiven, rückhaltlosen und vollständigen Information der Öffentlichkeit. Es darf nicht den geringsten Grund geben, den Verantwortlichen Vertuschung, Verheimlichung oder Verharmlosung vorzuzwerfen. Ein Verlust an Glaubwürdigkeit ist schwieriger zu verkraften als eine harte Diskussion in der Sache.

Wir glauben, daß mittlerweile die Beteiligten einen gewissen Abstand zu den heißen Diskussionen der Vergangenheit gewonnen haben. Im Rückblick zeigt sich, daß vieles doch etwas anders gekommen ist als erwartet. Alle Beteiligten sollten deshalb einmal kritisch und selbstkritisch prüfen, was aus Entstehung und Verlauf der Kernenergiekontroverse für die Zukunft zu lernen ist. Wir alle erleben täglich aufs neue, daß unsere Industriegesellschaft mit schwierigen Zukunftsproblemen konfrontiert wird. Bei diesen Problemen müssen wir ersinnen, daß die Polarisierung der Standpunkte zu einzelnen Fragen nicht zu Zerreißproben für unseren Staat werden, nicht eine Schwächung oder gar Verletzung der von der Verfassung vorgegebenen Verfahren der Willensbildung und Entscheidungsfindung zur Folge haben.

Spannungen wegen unterschiedlicher Meinungen dürfen nicht zu einer Gefahr für die Grundlagen dieses Staates werden. Die Ordnungs- und Rechtsprinzipien unserer demokratisch verfaßten Gesellschaft müssen eingehalten werden. Dies sollte eine grundlegende Voraussetzung für ein friedliches Zusammenleben sein. Und dies wiederum ist eine entscheidende Voraussetzung für eine positive Gestaltung unserer Zukunft. Es bleibt zu hoffen, daß diese Tagung für die Zukunft einen wichtigen Beitrag zu leisten in der Lage ist.

# Entwicklung der belebten Natur

Von P. Schuster <sup>1)</sup>

## Kurzfassung

Durch Laborexperimente, welche die Bedingungen auf der präbiotischen Erde simulieren, durch chemische Analysen von Kohlenstoffverbindungen in Meteoriten und durch die Untersuchungen der Radioastronomie wurden detaillierte Vorstellungen einer präbiotischen Chemie organischer Moleküle entwickelt. Vorstufen der wichtigsten Biopolymeren von heute, der Proteine und Nucleinsäuren, konnten entstehen. Unter geeigneten Bedingungen gelingt es, Nucleinsäuren im zellfreien Labormilieu zu vermehren, präziser ausgedrückt: zu replizieren. In solchen Laborsystemen beobachtet man Optimierungsprozesse im Sinne der Evolutionstheorie Darwins. Die sich vermehrenden Biopolymeren sind noch sehr weit von der Komplexität der einfachsten Lebensformen entfernt, dennoch scheint ein gemeinsames Entwicklungsprinzip, das auf den Eigenheiten der Dynamik von Vermehrungsvorgängen basiert und in welchem die Darwinsche Evolution einen von mehreren Schritten darstellt, die gesamte belebte Natur zu beherrschen.

## Abstract

Laboratory experiments simulating the conditions on the prebiotic earth together with chemical analysis of meteorites and radioastronomic observations provided detailed information on prebiotic chemistry of organic compounds. Precursors of the most important present-day biopolymers, proteins and nucleic acids, could form. Nucleic acids replicate in cell free media in case suitable conditions are provided. In such laboratory systems optimization of properties in the sense of Darwin's theory of evolution are observed. These replicating biopolymers are still far away from the most primitive forms of present day life, but, we find common principles of evolution, which are based on the peculiarities of replication processes and which seem to be in operation in the whole biosphere. Darwinian evolution is only one step in this multistep mechanism.

## Präbiotische Chemie und erste Biopolymere

Die Frage nach dem Ursprung des irdischen Lebens hat alle Kulturvölker zu allen Zeiten beschäftigt. Man suchte und fand auch stets eine, dem jeweiligen Stand des Wissens und der vorherrschenden Geistesströmung entsprechende Antwort. Es ist daher nicht verwunderlich, daß sich auch die Literaten unseres Jahrhunderts zum Problembereich der Entstehung des Lebens äußerten. Lassen wir zu Beginn dieses Referates Thomas Mann zu Wort kommen, der so prägnant formulieren konnte wie nur wenige. In seinem „Zauberberg“ schreibt er zur Kernfrage der Lebensentstehung: „... was war das Leben? Man wußte es nicht. Es war sich seiner bewußt, unzweifelhaft, sobald es Leben war, aber es wußte nicht, was es sei... Niemand kannte den natürlichen Punkt, an dem es entsprang und sich entzündete... Zwischen der scheinfüßigen Amöbe und dem Wirbeltier war der Abstand

geringfügig, unwesentlich im Vergleich mit dem zwischen der einfachsten Erscheinung des Lebens und jener Natur, die nicht einmal verdiente, tot genannt zu werden, weil sie unorganisch war... Aber obschon ohne logische Existenz, mußte zuletzt dergleichen irgendwie wirklich sein, denn die Idee der Urzeugung, das heißt: der Entstehung des Lebens aus dem Nichtleben war ja nicht von der Hand zu weisen, und jene Kluft, die man in der äußeren Natur vergebens zu schließen suchte, die nämlich zwischen Leben und Leblosgkeit, mußte sich im organischen Inneren der Natur auf irgendeine Weise ausfüllen oder überbrücken. Irgendwann mußte die Teilung zu 'Einheiten' führen, die, zwar zusammengesetzt, aber noch nicht organisiert, zwischen Leben und Nichtleben vermittelten, Molekülgruppen, den Übergang bildend zwischen Lebensordnung und bloßer Chemie...[1]“.

Seit dem Beginn des 19. Jahrhunderts haben Physiker und Chemiker mehr und mehr Information über die atomistische Natur der Materie und die molekularen Strukturen biologischer Materialien zusammengetragen. Die Frage nach dem Ursprung des Lebens wurde damit, wie Thomas Mann dies andeutet, erstmals auf eine neue, eine naturwissenschaftliche Basis gestellt. Im Jahre 1828 erreichte der gelungene Versuch eines Chemikers, Wöhler, Harnstoff aus Ammoniumcyanat – ein organisches Molekül aus anorganischem Material – zu synthetisieren, noch gewaltiges Aufsehen. Seit dieser Zeit waren viele Physiker, Chemiker, Physiologen und Mediziner unermüdet tätig und haben ein völlig neues Bild von den Strukturen und Umwandlungen im submikroskopischen Bereich des Lebens geschaffen. Heute bezweifelt kein Fachmann mehr, daß es möglich sei, komplizierte Biomoleküle außerhalb der Zelle zu synthetisieren. So sehr haben das Geschick des synthetischen Chemikers und sein Repertoire an Techniken aller Art zugenommen.

Die ersten erfolgreichen Versuche, biologisch wichtige Moleküle durch Simulation der chemischen Reaktionen in einer Gasmischung, die in Zusammensetzung und äußeren Bedingungen der primitiven, präbiotischen Erdatmosphäre gleicht, zu synthetisieren, wurden vor 30 Jahren von Miller in den Laboratorien von Urey durchgeführt. Entscheidend für den Erfolg war die Verwendung einer reduzierenden Gasmischung aus Wasserstoff, Methan, Wasser und Ammoniak (oder Stickstoff) ohne freien, molekularen Sauerstoff. Als Energiequelle für diese Untersuchungen wurde elektrische Entladung verwendet. Unter diesen einfachen Versuchsbedingungen wurde mehr als die Hälfte der 20 in natürlichen Proteinen vorkommenden Aminosäuren erhalten. Die häufigsten sind in Tafel 1 [2] aufgeführt. Die Häufigkeitsverteilung der einzelnen Aminosäuren stimmt bemerkenswert gut mit jener überein, die durch Analysen von kohlenstoffhaltigen Meteoriten gefunden wurde. Seit diesen Anfangsexperimenten wurde eine ganze Fülle von Untersuchungen in vielen Arbeitsgruppen durchgeführt, die Wege aufzeigten, auf denen die Bausteine der heutigen Biopolymeren unter präbiotischen Bedingungen entstanden sein konnten. Ohne auf Einzelheiten eingehen zu können, ist abschließend festzustellen, daß für alle wichtigen Bausteine der heutigen Bio-

<sup>1)</sup> Professor Dr. Peter Schuster, Institut für Theoretische Chemie und Strahlenchemie der Universität Wien

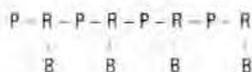
Tafel 1: Häufigkeit natürlicher Aminosäuren unter präbiotischen Bedingungen

Aminosäure	Elektrische Entladung (Miller) Ausbeute (µM aus 336 mM Methan)	Murchinson Meteorit Vorkommen
Alanin	790	++
Glycin	440	++
Asparaginsäure	34	+
Valin	20	+
Leucin	11	-
Glutaminsäure	8	+
Serin	5	+
Isoleucin	5	+
Prolin	2	+
Threonin	1	?

moleküle präbiotisch plausible Synthesewege aufgefunden wurden. Trotzdem gibt es noch zahlreiche offene Fragen in der präbiotischen Chemie. Beispielsweise wurden noch keine Bedingungen gefunden, unter welchen die Bausteine gleichzeitig gebildet werden. Manche Reaktionen laufen nur in der Gasphase, andere nur in wäßrigen Lösungen, wieder andere nur im Festzustand mit ausreichenden Umsätzen ab. Einige Reaktionen benötigen saures, andere alkalisches Reaktionsmilieu [3,4].

Einen weiteren Hinweis auf eine vielfältige und formenreiche extraterrestrische organische Chemie ergaben die Untersuchungen von Radioastronomen. Die aus den aus hochverdünnter Materie bestehenden interstellaren Wolken empfangenen Signale im Mikrowellen- und Radiowellenbereich lassen eindeutig auf die Anwesenheit vieler, oft äußerst kompliziert gebauter organischer Moleküle schließen [5].

Die beiden wichtigsten Klassen von Biopolymeren, Proteine und Nucleinsäuren, entstehen aus ihren Bausteinen durch Polykondensationsvorgänge. Bei der Polykondensation wird aus den beiden zu verknüpfenden Teilen ein kleines Molekül, hier stets ein Wassermolekül, abgespalten. Polykondensation von aktivierten Aminosäuren zu proteinartigen Makromolekülen läßt sich verhältnismäßig leicht erreichen. In diesem Fall gibt es nur eine Sorte von Bausteinen, die Aminosäuren, die durch den Kondensationsprozeß aneinander gebunden werden. W. Fox zeigte, daß thermische Aktivierung – Erhitzen von Gemischen von Aminosäuren – im Prinzip ausreicht, um kurzkettige polypeptidartige Verbindungen zu erhalten, die er Protoide nannte. Im Fall der Nucleinsäuren ist der analoge Kondensationsprozeß ungleich schwieriger zu erreichen: Es gilt, drei verschiedene Sorten von Bausteinen, Basen (B), Ribose (R) oder Desoxyribose und Phosphat (P), in regelmäßiger und räumlich einheitlicher Form durch chemische Bindungen miteinander zu verknüpfen:



L. E. Orgel und Mitarbeiter fanden eine Reihe von Einzelprozessen, durch die diese Verknüpfung ohne Zuhilfenahme von heutigen, enzymatisch aktiven Proteinen und unter Bedingungen, die auf der präbiotischen Erde geherrscht haben könnten, erfolgte. Dabei erhielten sie kurzkettige Verbindungen, sogenannte Oligonucleotide, vermischt mit anderen Reaktionsprodukten. Zwei Probleme sind hier noch offen: Für

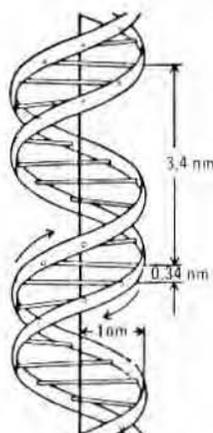
die später geschilderten Replikationsvorgänge sind Produkte von hoher Einheitlichkeit erforderlich. Ein zweites schwieriges Problem stellt auch hier die Koordination der erforderlichen Einzelschritte zu einer effektvollen präbiotischen Gesamtsynthese von Polynucleotidketten dar.

### Einfache Lebewesen als chemische Fabriken

Seit den frühen Fünfzigerjahren unseres Jahrhunderts trat der Fortschritt unserer Kenntnisse über die lebende Materie in ein neues Stadium. Der spektakuläre Auftakt war die Geburtsstunde eines neuen Wissenschaftszweiges, der Molekularbiologie, als James D. Watson und Francis H.C. Crick im Jahre 1953 ihren Strukturvorschlag für das Biomolekül machten, das den Träger der Vererbung schlechthin bildet. Für dieses Molekül, „Desoxyribonucleinsäure“ oder kurz „DNA“ genannt, schlugen sie einen wendeltreppenartigen Aufbau in Form einer Doppelhelix vor (Bild 1).

Heute ist dieses Strukturmodell in vielen Einzelheiten bestätigt und um eine Reihe von Details bereichert. Insbesondere wurde neben der klassischen Struktur von Watson und Crick eine andere Doppelhelix (z-DNA) mit entgegengesetztem Drehsinn gefunden. Abgesehen von den strukturellen Details ist das Bauprinzip beider Helices – Basenpaare, Wendeltreppenstruktur – identisch.

Das DNA-Riesenmolekül ist Träger des Erbmaterials und verdankt diese Rolle seiner einzigartigen Struktur, die es gestattet, wie in einer Schrift Buchstabe an Buchstabe zu reihen und die so erhaltenen Wörter oder Buchstabenfolgen zu vervielfältigen. Das Prinzip ist denkbar einfach: Im Inneren der Doppelhelix können von den vier Buchstaben G, A, C und U (Bild 2) nur jeweils zwei in komplementären Paaren gegenüberstehen; G paßt nur zu C und A paßt nur zu U. Dadurch wird es möglich, von jeder gegebenen Buchstabenfolge ein „Negativ“ zu bilden, das – seinerseits nochmals abge-



Das in Form von Zeri Helices gewundene Grundgerüst enthält in seinem Inneren die Basenpaare G = C und A = T (in der Zeichnung als Sprossen dargestellt). Dieses Gerüst garantiert einen, für die ausschließende und komplementäre Wechselwirkung der Basen optimalen Abstand. Die molekularen Dimensionen sind in Angström (1 Å = 0,1 millionstel Millimeter) angegeben.

Bild 1: Wendeltreppenstruktur der DNA

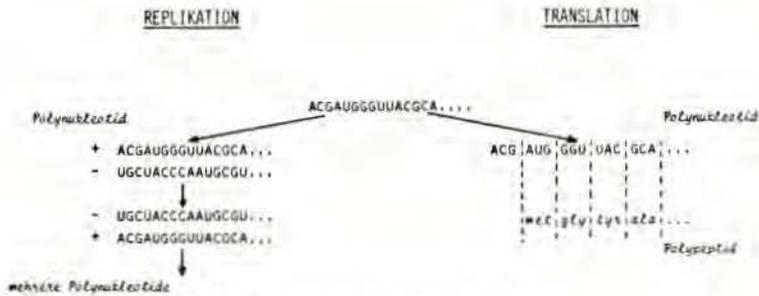


Bild 2: Die zwei wichtigsten Funktionsweisen der Nucleinsäuren in den Zellen der Organismen

geschrieben oder kopiert – ein zweites Exemplar des ursprünglichen Riesenmoleküls ergibt.

Aus didaktischen Gründen muß in Bild 2 vereinfacht und einige Unterschiede zwischen DNA und RNA weggelassen werden. Die Base U der RNA kommt in der DNA stets in modifizierter Form als T vor. Zwischen RNA und DNA bestehen auch wesentliche Unterschiede hinsichtlich der Einzelheiten des Replikationsmechanismus – gezeigt ist hier nur das einfachere für RNA gültige Schema. Bei der Replikation oder Vermehrung wird die Komplementarität der Basen ausgenutzt. Jedem Plus-Strang entspricht ein genau definierter Minus-Strang und umgekehrt. Durch Anbauen der einzelnen Buchstaben (Basen) an einen als Vorlage dienenden Strang wird ein neuer Strang synthetisiert. Bei der Übersetzung oder Translation wird jedem Dreibuchstabenwort oder „Basentriplett“ der Nucleinsäure eine Aminosäure oder ein Satzzeichen „Anfang“ oder „Schluß“ zugeordnet. Dadurch entsteht aus einer Nucleinsäure oder genauer aus einem Nucleinsäureabschnitt ein Protein. Als Anfangssignal dient das Wort, das im Ketteninneren für die Aminosäure Methionin (met) verwendet wird. Die in Bild 2 als Beispiel gezeigten Triplets codieren für die Aminosäuren „gly“, „tyr“ und „ala“, die drei der insgesamt 20 natürlichen Aminosäuren darstellen.

Die zweite fundamentale Eigenschaft von DNA besteht nun darin, daß sie über eine Zwischenstufe, die „messenger“ oder Boten-Ribonucleinsäure (RNA), ein der DNA ganz nahe verwandtes Riesenmolekül, in Proteine oder Eiweißmoleküle übersetzt werden kann. Die Übersetzung geschieht in der Zelle mit einer Maschinerie, deren wichtigsten Teil das sogenannte „Ribosom“ bildet. Die Gesamtinformation, der Bauplan für diese Maschinerie, ist gleichfalls auf der DNA niedergeschrieben. Besonders bemerkenswert ist, daß der Übersetzungsschlüssel von DNA zu Protein, den wir auch als Sprache der Genetik bezeichnen können, bis auf minimale Abweichungen in der Natur einheitlich ist (Bild 2). Diese Tatsache machen wir uns in der modernen Wissenschaft, insbesondere in der Gentechnik zunutze, wenn wir Bakterien dazu verwenden, um die Proteine aus menschlichen oder tierischen Genen in großer Menge zu synthetisieren.

Ein paar Worte zu den einfachsten Lebewesen und ihren Größenverhältnissen: Das DNA-Molekül eines Bakteriums ist etwa zwei millionstel Millimeter dick und im voll ausgestreckten Zustand etwa 1 mm lang. Es enthält etwa vier Millionen Buchstaben, auch Basenpaare genannt. In diesem DNA-Mole-

kül steckt in verschlüsselter Form die Information für etwa 3000 verschiedene Proteinmoleküle, die alle Lebensvorgänge der Bakterienzelle steuern und ausführen – „katalysieren“, wie der Chemiker üblicherweise sagt. Alles in allem sehen wir in der Bakterienzelle eine chemische Miniaturfabrik, die keinem anderen „Ziel“ dient, als das Überleben der im Bakterium enthaltenen DNA durch Vermehrung zu sichern. Dieser Vermehrungsprozeß ist in der Tat sehr verwickelt: Eine ganze Reihe von Protein- und Nucleinsäuremolekülen sind notwendig, um aus einem DNA-Molekül zwei entstehen zu lassen.

Weniger kompliziert als die Vermehrung einer Bakterienzelle gestaltet sich im allgemeinen die Vervielfältigung von einfachen Viren, sogenannten „Bakteriophagen“, die ihre Lebensvorgänge als Schmarotzer auf Kosten von Bakterien bestreiten. Experimentell besonders gut untersucht sind einige Klassen von „RNA-Viren“, die ein bereits schon kurz erwähntes, der DNA nahe verwandtes Riesenmolekül als genetisches Material besitzen. Da die Viren die chemische Fabrik einer Bakterienzelle zu ihrer Vermehrung benutzen, kommen sie mit weit weniger genetischer Information aus: Die RNA einfacher Bakteriophagen ist nur einige Tausend Buchstaben lang.

### „Überastronomisch“ viele Nucleinsäuremoleküle

An dieser Stelle ist es wichtig, ein wenig auf das Bauprinzip der biologischen Riesenmoleküle und seine Konsequenzen für die Entstehung primitiver Lebensformen einzugehen. Die Nucleinsäuremoleküle enthalten ein regelmäßiges periodisches Grundgerüst, in das die Buchstaben „eingehängt“ sind; Man unterscheidet vier Typen von Buchstaben. Wieviele Folgen sind nun möglich? Führen wir uns dies anhand von kurzen Ketten vor Augen. Aus den vier Buchstaben G, A, C und U können 16 „Dreibuchstabenwörter“, 64 „Dreibuchstabenwörter“, 256 „Vierbuchstabenwörter“ usw. gebildet werden. Es ist schon zu merken, wie rasch diese Zahlen ansteigen. Es gibt bereits über eine Million „Zehnbuchstabenwörter“. Die Zahl der Wörter mit 100 Buchstaben ist bereits „überastronomisch“ groß; wir können sie uns nicht mehr vorstellen. Einhundert Buchstaben ist aber noch ganz bescheiden im Vergleich zu den Tausenden Buchstaben der genetischen Information eines Virus, zu den Millionen Buchstaben in einem Bakterium. Eine Million Buchstaben ist etwa ein Buch mittleren Umfangs. Die Frage nach der Zahl der möglichen Buchstabenfolgen in Bakterien

kommt sehr nahe an die Frage heran, wieviele verschiedene Bücher geschrieben werden könnten. Für Zahlen dieser Größenordnung fehlt uns die Vorstellung.

Diese, den Forscher richtiggehend erdrückende Vielfalt möglicher Lebensformen, die alle mehr oder weniger gleich wahrscheinlich entstehen können, beruht nur auf Unterschieden hinsichtlich der Buchstabenfolgen. Letzten Endes bildet diese Vielfalt der Möglichkeiten die Basis für die bewundernswürdige Variabilität und Anpassungsfähigkeit der Natur. Einige Wissenschaftler reagierten auf das Problem aus der Fülle von Möglichkeiten, wenig Sinnvolles auszuwählen, mit Resignation: Physiker wie Wigner und Heitler schlossen daraus fälschlich, daß Physik und Chemie die Phänomene des Lebens nicht behandeln könnten. Der Biochemiker Morad andererseits baute auf dieses Problem seinen „naturwissenschaftlichen Existenzialismus“ auf – auf ungeheurer Zufall führt und begleitet uns durch den Wald der „überastronomisch“ vielen Möglichkeiten.

Gibt es einen Ausweg aus diesem Dilemma? Die Antwort ist „ja“ und liegt begründet im Mechanismus der biologischen Evolution, der auf alle sich vermehrenden Einheiten als auch auf die „nackten“ Nukleinsäuremoleküle wirkt. Nicht unter allen Möglichkeiten ist eine Auswahl zu treffen, sondern nur unter jenen, die im Darwinschen Sinne besser angepaßt sind als der Durchschnitt.

### Biologische Riesenmoleküle und Darwinsches Prinzip

Es gibt wohl kaum einen gebildeten Menschen auf unserer Welt, der nach nicht mit dem Namen Darwin konfrontiert worden wäre. Was war es nun, daß diesen britischen Naturforscher so berühmt gemacht hat? Sicherlich nicht die Vorstellung einer in Evolution begriffenen Biosphäre; diese ist viel älter und stammt schon aus der zweiten Hälfte des 18. Jahrhunderts. Der berühmte Wiener Physiker und jüngere Zeitgenosse Darwins, Ludwig Boltzmann, formulierte dies mit folgenden Worten: „... Wenn Sie nach meiner innersten Überzeugung fragen, ob man es (das 19. Jahrhundert) einmal das eiserne Jahrhundert oder das Jahrhundert des Dampfes oder der Elektrizität nennen wird, so antworte ich ohne Bedenken, das Jahrhundert der mechanischen Naturauffassung, das Jahrhundert Darwins wird es heißen ...“ [6]. Um das Zitat richtig zu verstehen, ist das Wort „mechanisch“ unserem heutigen Sprachgebrauch folgend durch „naturwissenschaftlich“ zu ersetzen.

Darwins Leistung bestand in der Tat darin, daß er eine naturwissenschaftliche Theorie für den Mechanismus der biologischen Evolution aufstellte, für einen Mechanismus, der seine Deutung auf submikroskopischer oder molekularer und auf mikroskopischer oder genetischer Ebene erst durch die Arbeiten der Wissenschaftler unseres Jahrhunderts erfahren hatte. Darwin war aber kein reiner Theoretiker, er hatte vor der Veröffentlichung seines berühmten Buches „Origin of Species“ („Die Entstehung der Arten“) eine ungeheure Fülle an empirischem Material zusammengetragen, das die Grundprinzipien seiner Theorie erhärtete.

Darwins Theorie baut auf zwei Grundprinzipien auf:

– „Vermehrung“ führt in der Regel zu Vererbung von Eigenschaften: die Kinder gleichen den Eltern →, als seltenes Ereignis gibt es Kopierfehler, die aber auch weiter vererbt werden. Diese Kopierfehler sind die Ursache für die ungeheure Variabilität der Natur; man nennt sie Mutationen.

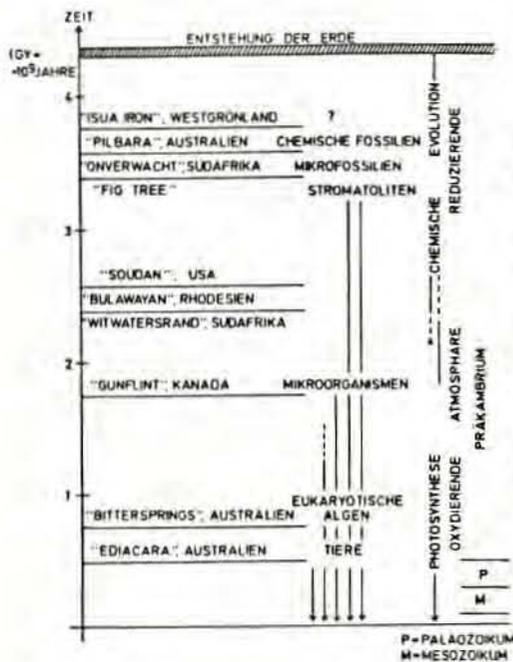
„Natürliche Auslese“ wählt aus den vorhandenen Varianten stets jene aus, die sich erfolgreicher vermehren können, das sind jene, die mehr Nachkommen haben, die das fortpflanzungsfähige Alter erreichen können. Natürliche Auslese ist ein ungeheuer effektvolles Prinzip. Beispielsweise genügen 10 % mehr Nachkommen im Mittel, um eine Variante gegenüber einer effizienteren in etwa 50 Generationen praktisch verschwinden zu lassen. Die stete Auswahl der effizienteren Varianten ist die Basis des evolutionären Optimierungsvorganges.

Die umfangreichen Arbeiten einer Reihe von Biochemikern haben nun gezeigt, daß bereits die sich vermehrenden Riesenmoleküle DNA und insbesondere RNA sich nach den Vorstellungen Darwins entwickeln. RNA wurde aus ihrer natürlichen Umgebung im Viruspartikel entnommen und in Nährmedien überimpft. Dieses Nährmedium besteht aus den Aufbaustoffen für die RNA-Synthese und einem katalytisch wirksamen Enzym. Durch fortgesetztes Überimpfen von kleinen RNA-Mengen in neues Nährmedium gelingt es, die Vermehrungsgeschwindigkeit ohne äußeren Zugriff bis zu einem Optimalwert zu steigern. Diese Evolutionsexperimente im Reagenzglas haben eine Fülle an Detailwissen erbracht über den molekularen Mechanismus der Vermehrung von RNA ebenso wie über die Ursachen der Abschreibefehler. Fazit: Nukleinsäuremoleküle, einmal gebildet, optimieren die Geschwindigkeit ihrer Vermehrung, wenn sie in eine Umgebung gebracht werden, die es ihnen gestattet, sich zu vermehren [7].

### Die ersten Lebensformen

Unter den Bedingungen der präbiotischen Erde vor etwa drei Milliarden Jahren (Bild 3) konnten Moleküle von der Art kurzkettiger Nukleinsäuren spontan entstanden sein. Orgel und Mitarbeiter in Californien konnten durch sorgfältige Experimente zeigen, daß sich diese Moleküle ohne katalysierendes Enzym im Prinzip replizieren können, wenn genügend Aufbaustoffe in Form der aktivierten Monomeren vorhanden sind. Unter den gewählten experimentellen Bedingungen bilden sich Doppelstränge aus den Einzelsträngen. Die Auftrennung von einmal gebildeten Doppelsträngen, um sie als Einzelstränge erneut für die Polynukleotidsynthese einsetzen zu können, unter den Bedingungen der Polykondensation gelingt zur Zeit noch nicht. Laßt sich dieses Problem beispielsweise mit Hilfe katalytisch wirksamer Mineraloberflächen lösen, so setzt bereits auf der Stufe dieser kleinen Riesenmoleküle Darwinsche Evolution ein und bald sind jene Formen herausgebildet, die sich unter den gegebenen Umweltbedingungen am raschesten vermehren.

Man könnte sich vorstellen, daß durch Kettenverlängerung immer kompliziertere Strukturen entstehen, welche die Gegebenheiten ihrer Umwelt immer besser ausschöpfen. Gibt es eine natürliche Grenze für eine solche Entwicklung? Die Antwort ist „ja“, denn jeder Kopiervorgang erfolgt mit begrenzter Genauigkeit. Fehler sind unvermeidlich. Fehlerhafte Replikation über führt auf ein neues Prinzip, das die gesamte Biologie zu beherrschen scheint: Die Fehlerrate beim Kopieren begrenzt die Informationsmenge, die von Generation zu Generation weitergegeben werden kann. Wird diese Informationsgrenze, das heißt die Kettenlänge überschritten, so gibt es keine Vererbung und keine weitere Evolution mehr. Die RNA Moleküle von Viren sind deshalb nur einige Tausend Buchstaben lang, weil ihr Replikationsmechanismus nicht genau genug ist, um längere RNA Moleküle verläßlich kopieren zu können. Die Fehlerschranke



Der früheste Hinweis auf organisches Leben auf der Erde ist 3,5 bis 3,8 Milliarden Jahre alt. Die ältesten „chemischen Fossilien“ aus Grönland sind fragwürdig, die ersten Zeugen des Lebens scheinen also die Fossilien aus Westaustralien zu sein. Es bleibt eine Periode von ca. 1 Milliarde Jahren für die präbiotische Evolution. Eine weitere interessante Tatsache ist die lange ruhige Periode zwischen dem ersten Auftauchen von primitivem Leben und den ersten Fossilien eukaryotischer Zellen.

Bild 3: Chronologie der biologischen Evolution nach fossilen Funden

konnte im Fall von einfachen RNA-Viren durch die Experimente von Weissmann und Mitarbeitern in Zürich quantitativ erfaßt werden. Eine ähnliche Fehlerschranke scheint für Bakterien zu gelten: Ihr genauer Kopiermechanismus gestattet DNA-Längen bis zu etwa zehn Millionen Basenpaaren.

Im Fall der Vermehrung von kleinen Nukleinsäuremolekülen ohne Enzym ist die Fehlerrate ziemlich hoch, wie Experi-

mente von Orgel zeigten. Die oberste Grenze für präbiotische RNA-Moleküle liegt bei Längen von 50 bis 100 Buchstaben. Es gibt heute noch Moleküle dieser Größe in den Zellen: die sogenannten „Transferribonukleinsäuren“, die bei der Übersetzung der Boten-RNA in Proteine eine wichtige Rolle spielen. Eine Übersicht über die maximalen für die Vererbung zulässigen Kettenlängen zeigt Tafel 2.

### Kooperation zwischen Konkurrenten: Hyperzyklen

Anscheinend sehen wir uns nun mit einem neuen Dilemma konfrontiert: Die Selektion oder Auslese hat die Variabilität zu stark eingeschränkt. Das Molekül oder die Klassen von Molekülen, die sich unter den präbiotischen Bedingungen am raschesten vermehren konnten, wird zwangsläufig klein sein, viel zu klein, um von sich aus einen ganzen Apparat zur Verringerung der Fehlerrate bauen zu können. Zu diesem Zweck müssen mehrere Moleküle zusammenarbeiten, „kooperieren“, wie ein moderner Ausdruck dafür lautet. Von Natur aus konkurrieren diese Moleküle aber. So lautet nun die Devise: „Finde ein Prinzip, das Konkurrenten das kompetitive Verhalten abgewöhnt, das sie zur Zusammenarbeit zwingt.“

Dieses Prinzip ist einfach, es folgt aus der Theorie und heißt gegenseitige Abhängigkeit. Bei zwei Molekülsorten ist die wechselseitige Beziehung besonders leicht einzusehen: Jede Molekülsorte erhöht die Replikationsgeschwindigkeit der anderen. Bei mehr als zwei Sorten ist die Ausbildung eines katalytischen Zyklus Vorbedingung für die Kooperation; im Fall von drei Konkurrenten bedeutet dies beispielsweise: I fördert II, II fördert III und III fördert I. Ein derartiges katalytisches System wurde von Eigen Hyperzyklus genannt [8]. In der Natur finden wir dieses Prinzip an vielen Stellen realisiert: bei den Symbiosen primitiver Organismen, bei der Zelldifferenzierung, bei vielen Kontrollvorgängen und bei der Ausbildung hierarchischer Strukturen in Tiergesellschaften, um nur einige gut verstandene Beispiele zu nennen. Für Moleküle läßt sich dieses Prinzip noch viel schärfer formulieren: Kooperation entsteht durch ein zyklisches Kopplungsmuster; jedes Molekül greift als Katalysator — direkt oder indirekt — in die Replikationskinetik des im Zyklus folgenden Moleküls ein.

Was folgt nun aus dem Prinzip der hyperzyklischen Verkopplung der sich vermehrenden RNA-Moleküle für die weitere präbiotische Entwicklung? Die miteinander kooperierenden Moleküle können eine molekulare Maschine und eine „Sprache“ zur Übersetzung von Nukleinsäuren in Proteine entwickeln. Aus den sich vermehrenden Molekülen werden Informationsträger. Wie wir heute aus der Molekularbiologie wissen, besteht diese „Sprache“ der Genetik aus „Dreibuchstabenwörtern“. Die Wörter der genetischen Materialien werden zu Worten, sie bekommen Sinn. Jedes Wort in

Tafel 2: Replikationsgenauigkeit und maximale Kettenlängen

Replikationsmechanismus	Fehlerhäufigkeit (pro Base)	Maximale Kettenlänge (Basen)	Beispiele ( $\nu$ -Basen)
Enzymfreie RNA-Replikation	0,01	100	Transfer-RNA ( $\nu = 80$ )
Einzelstrang RNA-Replikation	$5 \cdot 10^{-4}$	5000	Einfache RNA-Bakteriophage (GB: $\nu = 4500$ )
DNA-Replikation mit „Korrekturlesen“	$1 \cdot 10^{-7}$	$10 \cdot 10^6$	Bakterien (E.coli: $\nu = 4 \cdot 10^6$ )

der zu übersetzenden Nachricht bedeutet entweder eine Aminosäure in der zu synthetisierenden Kette oder ein Satzzeichen: „Anfang“ oder „Schluß“. Ein genetischer Code ist entstanden.

Unsere Theorie macht an dieser Stelle wieder eine überprüfbare Vorhersage: Der genetische Code, die Übersetzungssprache der Moleküle, sollte universell sein, und die Reihenfolge und Art der ersten zur Übersetzung verwendeten Aminosäuren sind nicht zufällig. Die ersten Codons, so bezeichnet man allgemein die „Dreibuchstabenworte“, werden durch möglichst hohe Stabilität der Assoziate bestimmt, es sind dies die Codons GGC, GCC, GAC und GUC, die für die Aminosäuren Glycin, Alanin, Valin bzw. Asparaginsäure codieren. Einige Ergebnisse aus dem Vergleich von heutigen Basensequenzen in Nukleinsäuren oder Aminosäuresequenzen in Proteinen scheinen diese Vorhersagen zu bestätigen. Ein Vergleich mit Tafel 1 zeigt außerdem, daß gerade diese vier Aminosäuren in der „Ursuppe“ dominierten. Es erscheint sehr plausibel, daß zu Beginn die häufigsten Aminosäuren in die Übersetzungsmaschinerie eingebaut wurden.

### Kompartimente und Protozellen

Kommt die evolutionäre Entwicklung in der „Ursuppe“ nur zu einem vorläufigen Ende? Abermals scheint die richtige Antwort „nein“ zu sein. Eine unerläßliche Eigenschaft fehlt den primitiven Lebensformen noch: die zelluläre Struktur, die wir heute überall beobachten. Auch ein logisches Argument weist in Richtung räumliche Abgrenzung. Es können nun zwar Katalysatoren für alle wichtigen Vorgänge in der molekularen Fabrik gebildet werden: Durch geeignete Proteine wird die Genauigkeit von Kopier- und Übersetzungsmaschinerie mehr und mehr verbessert. Die Fehlerraten werden dadurch geringer. Die Verbesserungen aber kommen nicht nur den verbesserten Genen zugute, sondern allen kopierbaren Molekülen, die sich gerade in der Umgebung befinden. Es gibt deshalb auch viele „Schmarotzer“ oder molekulare „Parasiten“, die von allen Errungenschaften profitieren, ohne aber selbst etwas zur Weiterentwicklung beizutragen. Gegen sie gilt es, ein Abwehrmittel zu finden. Dieses Mittel ist abermals konzeptionell einfach, es heißt räumliche Trennung, Isolation der Gene und ihrer Kopiermaschinen in Kompartimenten. Die Kompartimente, in denen die produktiveren Gene eingeschlossen sind, werden sich rasch vermehren, wogegen jene, die vorwiegend „Schmarotzer“ beherbergen, unfruchtbar bleiben werden.

Woher kommen Kompartimente oder zellartige Strukturen? Moleküle, die spontan in Wasser Zellen bilden, sind als Lipide heute gut bekannt. Nach den Ergebnissen von präbiotischen Simulationsexperimenten scheinen sie sehr früh in der „Ursuppe“ vorhanden gewesen zu sein. Diese Moleküle bestehen aus einem polaren „wasserliebenden“ Ende und einem unpolaren „wasserabstoßenden“ Teil. In Wasser gebracht, bilden Lipide und verwandte Substanzen Membranen aus, die sich zu hohlkugelförmigen Gebilden, sogenannten Vesikeln formen, die die Rolle von Kompartimenten übernehmen können.

Mit der Ausbildung von Zellmembranen ist dann schließlich ein weiterer grundlegender Schritt auf dem Weg zur Urzelle, dem Prototyp der ersten Lebewesen gelungen. Die folgenden Schritte in diesen Modellvorstellungen beinhalten die Entwicklung des Zellstoffwechsels. Von diesen Urzellen finden wir schließlich Anschluß an die ersten fossilen Zeugen organischen Lebens, die etwa drei Milliarden Jahre alt sind und auf die Existenz primitiver Einzeller schließen lassen (Bild 3).

### Die Entwicklung höherer Lebensformen

Die vier entscheidenden Schritte, denen wir auf dem Weg zum primitiven Leben begegneten, sind noch einmal schematisch zusammengefaßt (Tafel 3). Sie scheinen nach dem heutigen Wissensstand auch für andere Abschnitte der Evolution wichtig gewesen zu sein, unter anderem beim Übergang von primitiven Lebensformen, das sind Bakterien und Blaualgen, zu höheren Organismen, sogenannten Eukaryoten (vor etwa einer Milliarde Jahren, Bild 3), beim Übergang vom Einzeller zum Vielzeller oder bei der Ausbildung von Sozialstrukturen in Tiergesellschaften, um nur einige wenige Beispiele zu nennen.

Neben der unvorstellbar großen Vielfalt, die durch die Struktur der Nukleinsäuren zustande kam und welche die genetische Basis für die Variabilität der belebten Natur bildet, fanden wir drei wichtige Prinzipien, die von einer Komplexitätsebene zur nächsthöheren überleiten. Aus einer Klasse zur Vermehrung befähigter Elemente werden durch Variation und natürliche Auslese nach dem Darwinschen Prinzip jene Formen selektiert, die ihre Umwelt durch eine optimale Vermehrungsgeschwindigkeit am besten auszunutzen vermögen. Die natürliche Umwelt ist äußerst heterogen: Sie erlaubt nicht nur eine optimale Lösung, sondern viele, die verschiedenen ökologischen „Nischen“ entsprechen. Evolution im

Tafel 3: Vier Prinzipien der frühen Evolution

1. Bauprinzip von Biopolymeren: Grundgerüst und Seitenketten	Proteine und Polynukleotide	Ungeheure Vielfalt
2. Selbstreplikation	Polynukleotide	Mutation und Selektion, Evolution nach Darwin, Optimierung von Eigenschaften
3. Kooperation von Konkurrenten: Hyperzyklische Organisation	Genetische Translation Symbiosen	Erwerbung neuer Fähigkeiten, Ausschalten von Optimierung „Eingefrorene Zufälle“
4. Räumliche Isolation und Individualisierung	Kompartimente und Zellen Lipide, Membranen	Optimierung aller für die Vermehrung der Zellen wichtigen Eigenschaften, Evolution nach Darwin

Sinne Darwins führt daher zu Vielfalt und Artenreichtum. Die auftretenden Kopierfehler oder Mutationen erzeugen nicht nur die Basis für die Variabilität, sondern sie setzen auch der Entwicklung eine natürliche Grenze durch die Fehlerschranke. Eine weitere Evolution kann zustande kommen, wenn sich mehrere dieser selbstreplikativen Elemente durch neu geschaffene gegenseitige Abhängigkeit zu einer organisierten Einheit zusammenschließen. In dieser neuen funktionellen Einheit kooperieren die vormaligen Konkurrenten und können dadurch dem Einzelindividuum gesteckte Grenzen überwinden. Diese Phase der Entwicklung ist durch teilweise Ausschaltung der Optimierung im Darwinschen Sinne gekennzeichnet. Folge davon ist Einheitlichkeit in den neu erworbenen Eigenschaften, beispielsweise der einheitliche genetische Code, große Ähnlichkeiten im Aufbau und Teilungsmechanismus der Eukaryotenzellen. Die Entwicklung zur neuen organisierten Einheit findet ihren vorläufigen Abschluß in der Abgrenzung gegenüber der Umgebung durch neu geschaffene Barrieren. Solche Barrieren sind die Zellmembran der Einzeller, das Ektoderm oder die Haut der Vielzeller bzw. die Erkennungs- oder Kommunikationssignale in sozial geordneten Gruppen.

Trotz der vielen faszinierenden und spektakulären Erfolge der Molekularbiologie höherer Organismen sind wir noch meilenweit von einem umfassenden Verständnis der biochemischen Prozesse entfernt. Ein besonders wichtiges Kapitel bildet die Morphogenie und Embryologie der Vielzeller, von der wir nur einige Modellvorstellungen und rudimentärste Daten über das molekulare Geschehen besitzen. Nicht weniger wichtig für ein Verstehen der Evolutionsmechanismen ist die molekulare Genetik der Eukaryotenzelle, ein Gebiet, das gegenwärtig sehr stark bearbeitet wird und viele interessante Ergebnisse für die nicht allzu ferne Zu-

kunft erwarten läßt. Dann wären aber auch die wichtigsten Grundlagen für eine detaillierte Theorie der Evolutionsmechanismen höherer Organismen geschaffen, die sich wie die in diesem Referat vorgestellte Theorie primitiver Lebensformen am molekularen Geschehen orientiert und die in einzelnen Laborversuchen getestet werden kann.

#### Schrifttum

- [1] Mann, Th.: Der Zauberberg, Fischer Bücherei, Bd. 800/1, Frankfurt/M., 1967, S. 290–299
- [2] Miller, St.L., and L.E. Orgel: *The Origins of Life on the Earth*, Englewood Cliffs, N.J. Prentice Hall, Inc., 1974
- [3] Schwartz, A.W.: *Chemical Evolution — The Genesis of the First Organic Compounds*, in: *Marine Organic Chemistry*, E.K. Duursma and R. Dawson (ed.), Elsevier, Amsterdam, 1981, S. 7–30
- [4] Schuster, P.: *Prebiotic Evolution*, in: *Biochemical Evolution*, H. Gutfreund (ed.), Cambridge Univ. Press, Cambridge, 1981, S.15–87
- [5] Winnewisser, G., E. Churchwell und C.M. Walmsley: *Astrophysics of Interstellar Molecules*, in: *Modern Aspects of Microwave Spectroscopy*, G.W. Chantry (ed.), Academic Press, London, 1979, S.311–503
- [6] Boltzmann, L.: *Populäre Schriften*, Hrsg. E. Broda, Friedr. Vieweg & Sohn, Braunschweig, 1979, S. 29
- [7] Biebricher, C.K.: *Evolutionary Biology*, Vol. 16 (1983), S. 1–52
- [8] Eigen, M., und P. Schuster: *The Hypercycle*, Springer-Verlag, Berlin, 1979

#### Weiterführendes Schrifttum

- [9] Eigen, M., und R. Winkler-Oswatitsch: *Das Spiel*, Piper & Co., München, 1975
- [10] Eigen, M., W. Gardiner jr., P. Schuster und R. Winkler-Oswatitsch: *Spektrum der Wissenschaft* 1981, Heft 6, S. 36–56
- [11] Schuster, P., und K. Sigmund: *Vom Makromolekül zur primitiven Zelle — Das Prinzip der frühen Evolution*, in: *Biophysik*, 2. Aufl., Springer Verlag, Heidelberg, 1982, S. 907–947
- [12] Schuster, P.: *Evolution — Von Molekülen zu Gesellschaften*, *Physik in unserer Zeit* 14 (1983), S. 66–80

# Einführung

Von A. Birkhofer<sup>1)</sup>

Das diesjährige GRS-Fachgespräch befaßt sich mit der „Auswertung von Betriebserfahrungen in Kernkraftwerken“. Der Tätigkeit der GRS entsprechend, liegt dabei der Schwerpunkt auf den Aspekten der Sicherheit und der Zuverlässigkeit.

Das Thema wurde nicht zufällig gewählt. Die Auslegung der Kernkraftwerke ist heute so weit ausgereift, daß grundlegende Änderungen weder notwendig noch sinnvoll erscheinen. Die Konzepte, die sich auf der Grundlage einer antizipierenden Sicherheitsphilosophie entwickelt haben, werden durch die laufenden Anlagen auch empirisch bestätigt. Es hat sich gezeigt, daß der mehrfach gestaffelte Schutz der Umgebung selbst bei gravierendem technischen Versagen oder bei menschlichem Fehlverhalten die Sicherheit gewährleistet.

Absolute Sicherheit ist jedoch ein Idealziel, das sich nie vollständig erreichen läßt. Gerade wenn größere Störungen oder gar Störfälle sehr selten sind, wird leicht vergessen, daß Sicherheit letztlich immer einen Kompromiß darstellt. Unabhängig vom erreichten Sicherheitsniveau ist daher anhand der Betriebserfahrungen laufend zu prüfen, ob die Maßnahmen ausreichend engtastig sind. Nur auf diese Weise kann das vorhandene Konzept im Hinblick auf die Sicherheit – und damit auch auf die betriebliche Zuverlässigkeit – optimiert werden.

Die Kerntechnik in unserem Land, einschließlich der Reaktorsicherheit, hat sich in den Anfangsjahren stark an die Erfahrungen im Ausland, insbesondere in den USA, angelehnt.

In vielen Punkten wurden jedoch schon bald eigene Konzepte entwickelt und realisiert. Daß die deutsche Reaktorindustrie dabei recht erfolgreich war, zeigt die im internationalen Vergleich sehr hohe Zuverlässigkeit besonders unserer Druckwasserreaktoren.

In den USA wird gegenwärtig untersucht, inwieweit verstärktes Gewicht auf die Schadenseindämmung bei Unfällen zu legen ist. Unserer Meinung nach sollten wir uns wie bisher in erster Linie auf die Verhinderung von Störfällen und Unfällen konzentrieren. Maßnahmen zur Schadenseindämmung, so wichtig sie sind, spielen eine ergänzende Rolle, sie sollten aber für die Anlagenkonzepte nicht bestimmend sein.

Gerade bei der Optimierung präventiver Maßnahmen ist die Auswertung der Betriebserfahrungen sehr wichtig. Der bewährte Weg, der Störfallverhinderung den Vorrang zu geben vor der Schadenseindämmung, kann aber konsequent nur dann weiterverfolgt werden, wenn der Rückfluß von Erfahrungen intensiv genutzt wird. Dazu gehört auch eine enge Kooperation zwischen Betreibern und der GRS als einer Institution, die sich stets um anwendungsbezogene Reaktorsicherheitsforschung bemüht hat.

Dies gilt übrigens auch für die Anwendung probabilistischer Methoden in der Sicherheitsbeurteilung. Inzwischen lassen sich genügend Beispiele für den sehr praxismahen Nutzen von Analysen anführen. Voraussetzung ist allerdings auch hier ein möglichst direkter Kontakt zwischen Betriebserfahrung und Analyse.

Aus einer Fülle von Aspekten sei nur auf ein weiteres Beispiel für die Bedeutung der Betriebserfahrung hingewiesen. In den letzten Jahren hat man sehr viel Mühe und Geld darauf verwandt, die Integrität von Komponenten zu sichern. Erinnert sei nur an den Übergang von gegossenen oder geschweißten zu geschmiedeten Gehäusen für Armaturen. Es erscheint wichtig, neben der strukturellen Integrität die funktionelle Zuverlässigkeit der Komponenten anhand der betrieblichen Erfahrungen zu verfolgen und, falls notwendig, zu erhöhen.

Kernkraftwerke haben jetzt einen festen Platz in unserer Energieversorgung. Die Phase der Entwicklung, die entscheidend auf staatliche Förderung angewiesen ist, ist heute wohl abgeschlossen, zumindest was die Leichtwasserreaktoren angeht. Dennoch bleibt es notwendig, daß der Staat sich in angemessenem Umfang an der Reaktorsicherheitsforschung beteiligt. Er hat die ihm gesetzlich auferlegte Verantwortung auf den Gebieten Reaktorsicherheit und Strahlenschutz auch weiterhin wahrzunehmen. Technische Vorsorgemaßnahmen und ihre Bewertung erfordern eine ausreichende technisch-wissenschaftliche Fundierung durch anwendungsbezogene unabhängige Reaktorsicherheitsforschung.

Auch für die weitere Entwicklung fortgeschrittener Reaktorlinien ist eine begleitende, staatlich geförderte Sicherheitsforschung unumgänglich. Schließlich sollte unter dem Gesichtspunkt der Vorsorge auf den für die Reaktorsicherheit wichtigsten Gebieten das Basiswissen auf dem neuesten Stand gehalten werden, um bei neu aufkommenden Fragen und Problemen eine schnellere Reaktion zu ermöglichen.

Die Bedeutung, die einer intensiven „Auswertung von Betriebserfahrungen in Kernkraftwerken“ für die Reaktorsicherheitsforschung zukommt, hat uns veranlaßt, das diesjährige Fachgespräch unter dieses Thema zu stellen.

Der erste Beitrag gibt einen Überblick über Ziele und Möglichkeiten der Auswertung der Betriebserfahrungen. Er betont unter anderem die Notwendigkeit, nicht nur besondere Vorkommnisse zu erfassen, sondern auch Betriebsdaten zum Verhalten von Komponenten und Systemen kontinuierlich auszuwerten. Der Nutzen einer solchen – sicherlich mühsamen – Erfassung und Auswertung wird in einem eigenen Vortrag an einem Beispiel verdeutlicht. Zu ergänzen ist, daß auch aus der Sicht der Zuverlässigkeits- und Risikoanalyse der Datenerfassung große Bedeutung zukommt. Sie ist wesentliche Voraussetzung, die Aussagefähigkeit dieser Analysen weiter zu verbessern.

Der zweite Beitrag diskutiert die Zuverlässigkeit von Kernkraftwerken. Es ist eine besondere Freude, daß wir über dieses Thema von Betreiberseite, sozusagen aus erster Hand, informiert werden.

Weitere Beiträge befassen sich mit Einflüssen von Betriebserfahrungen auf die Bereiche Strahlenschutz des Betriebspersonals, Störfallbeherrschung und Qualitätssicherung. Sie zeigen ebenfalls, daß eine Optimierung der Anlagen sich nicht nur auf theoretische Analysen verlassen kann, sondern wesentliche Fortschritte nur durch Praxisnähe erreichbar sind.

<sup>1)</sup> Professor Dr. Dr.-Ing. E.h. Adolf Birkhofer ist Geschäftsführer der Gesellschaft für Reaktorsicherheit (GRS) mbH.

# Ziele und Möglichkeiten der Auswertung von Betriebserfahrungen

Von E. Lindauer <sup>1)</sup>

## Kurzfassung

Zielsetzungen der Auswertung von Betriebserfahrungen und Vorgehensweisen, sie zu erreichen, werden hier dargestellt. Die wesentlichen Zielsetzungen sind Verbesserung von Sicherheit und Verfügbarkeit von Kernkraftwerken sowie die generelle Verbesserung des Kenntnisstandes über das Betriebsverhalten im Normalbetrieb und bei Störungen. Verbesserungen werden nach dem Gewicht der einzelnen Maßnahmen eingeteilt in Beseitigung von Mängeln, Ertüchtigungsmaßnahmen und Optimierung.

Die wichtigsten Arbeitsbereiche, die diesen Zielen entsprechen, sind

- Auswertung besonderer Vorkommnisse mit dem Schwerpunkt der Erkennung von Mängeln und Ertüchtigungsmöglichkeiten,
- Analyse betrieblicher Daten zur Unterstützung von Ertüchtigungs- und Optimierungsmaßnahmen,
- Auswertung von Folgerungen, die aus Betriebserfahrungen gezogen wurden, als Unterstützung von Optimierungsmaßnahmen.

Alle genannten Tätigkeiten dienen auch der Verbesserung des allgemeinen Kenntnisstandes.

International hat die Auswertung von Betriebserfahrungen in den letzten Jahren besondere Beachtung gefunden. Die wichtigsten Entwicklungen sind die Einrichtung effektiver Systeme zur Erfassung und Auswertung besonderer Vorkommnisse in den verschiedenen Ländern, die Organisation des internationalen Informationsaustausches zu besonderen Vorkommnissen, insbesondere im Rahmen der OECD, und die Einrichtung des Institute of Nuclear Power Operations mit Beteiligung vieler Betreiber auch außerhalb der USA.

Für die GRS sind die wichtigsten Folgerungen:

- Das bewährte System zur Erfassung und Auswertung besonderer Vorkommnisse ist weiter auszubauen.
- Eine kontinuierliche Auswertung von Betriebsdaten zum Verhalten von Komponenten und Systemen ist anzustreben.

## Abstract

The objectives of the analysis of operational experiences and the approaches to reach them are discussed. The main objectives are improvements of safety and availability of nuclear power plants and the general increase of the knowledge on plant behavior during normal operation and incidents. Improvements are categorized according to the significance of the single action as elimination of deficiencies, adjustments and optimizations.

The main approaches, which correspond to these goals, are

- the analysis of incidents, which concentrates on the detection of deficiencies,

<sup>1)</sup> Dr. Erwin Lindauer ist technisch-wissenschaftlicher Mitarbeiter bei der Gesellschaft für Reaktorsicherheit (GRS) mbH.

- the systematic evaluation of operational data, which is useful for less spectacular improvements and optimization,
- the analysis of lessons learned, which support optimization actions.

All of these activities also improve the general knowledge on plant behavior.

In the international field the analysis of operational experiences has gained large importance in the past years. The most significant developments were the installation of effective systems for the collection and analysis of incidents, the improvement of the international information exchange on incidents, especially within OECD, and the installation of the Institute of Nuclear Power Operations with participation of many utilities outside the U.S.

With respect to further activities of GRS, the following conclusions are drawn:

- The well functioning system for collection and analysis of incidents should be steadily developed.
- Efforts should be made to realize a continuous evaluation of data on the behavior of systems and components.

## Einleitung

Die GRS beschäftigt sich seit Jahren mit der Sammlung und Auswertung von Betriebserfahrungen. Diese Tätigkeiten sind zu einem Schwerpunkt ihrer Arbeiten geworden. Hierfür sind im wesentlichen zwei Gründe maßgebend:

- Während in früheren Jahren das Schwergewicht in der Kernkraftwerkstechnik auf der sich rasch entwickelnden Anlagenkonzeption lag, ist es zukünftig eher bei der Optimierung des erreichten Standards zu sehen.
- Für die GRS selbst ist die Auswertung von Betriebserfahrungen wichtig, um eine möglichst enge Bindung an die Praxis zu behalten.

Dieser Beitrag beschäftigt sich weniger mit Betriebserfahrungen selbst, sondern in erster Linie mit den Zielsetzungen ihrer Auswertung, die den Arbeitgebenden Vorgehensweisen und den erreichbaren Ergebnissen. Die derzeitige Praxis und die bereits erzielten Ergebnisse werden jeweils kurz dargestellt und zum Vergleich auch einige Anmerkungen zur internationalen Situation gemacht. Darüber hinaus werden Überlegungen zu zukünftigen Möglichkeiten und Anforderungen diskutiert.

Selbstverständlich werden hier aus dem außerordentlich breiten Feld der Betriebserfahrungen die Fragen in den Vordergrund gestellt, die den Arbeitsgebieten der GRS naheliegen. Es handelt sich also bevorzugt um Erfahrungen, die einen Bezug zu Sicherheit oder Strahlenschutz haben.

Dies ist jedoch nur als Betonung zu verstehen und nicht als scharfe Trennung gegenüber Fragen der Verfügbarkeit und Wirtschaftlichkeit, zumal eine solche Trennung vielfach ausgesprochen unzweckmäßig ist. Zum einen ist sie in der technischen Praxis oft ohnehin nicht gegeben, zum Beispiel weil ein System sowohl für die Sicherheit als auch für die Verfügbarkeit von Bedeutung ist. Zum anderen sind Aktivität

ten zur Erfassung und Auswertung von Betriebserfahrungen teilweise aufwendig, so daß darauf zu achten ist, daß sie für möglichst viele Zwecke nutzbar sind.

### Ziele der Erfahrungsauswertung

Das wichtigste Ziel der Auswertung von Betriebserfahrungen ist ihre Nutzung zur Verbesserung der Sicherheit und Wirtschaftlichkeit von Kernkraftwerken. Verbesserungen können sich dabei auf alle Bereiche des Kraftwerksbetriebes beziehen, also auf technische Einrichtungen, Qualifikation des Personals, auf Unterlagen oder organisatorische Regelungen.

Da Verbesserungen von sehr unterschiedlicher Art sein können und auch auf verschiedenen Arten von Erfahrungen basieren, wird im folgenden eine Unterteilung angewandt, die sich an der Bedeutung der einzelnen Verbesserungsmaßnahmen orientiert:

- Beseitigung von schwerwiegenden Mängeln, die eine Abhilfe jedenfalls erforderlich machen,
- Erächtigung, das heißt nennenswerte Verbesserung einer vorhandenen Lösung,
- Optimierung, das heißt Durchführung kleinerer Änderungen, die sich in der Summe vorteilhaft auswirken, jeweils einzeln aber nicht sehr bedeutsam sind.

Als eigene Zielsetzung ist neben der Verbesserung auch die reine Erhöhung des Kenntnisstandes zu nennen, die zunächst auf keinerlei Maßnahmen zielt. Eine durch Erfahrungen belegte Beschreibung des Istzustandes liefert wichtige Grundlagen für Genehmigung, Aufsicht, Gerichtsverfahren und politische Entscheidungen. Daß Ergebnisse, die zunächst nicht im Hinblick auf konkrete Folgerungen gesammelt wurden, sich später häufig auch als praktisch nutzbar erweisen, ist selbstverständlich.

### Vorgehensweise zur Erreichung der Ziele

Wie aus Tafel 1 ersichtlich, kann man den genannten Zielen Vorgehensweisen zuordnen, die hier zunächst stichwortartig charakterisiert sind und auf die in den folgenden Abschnitten näher eingegangen wird.

### Auswertung von besonderen Vorkommnissen

Die Auswertung von Vorkommnissen bietet sich zur Suche nach Mängeln und Erächtigungsmöglichkeiten an, weil

sie sich von vornherein auf die Ereignisse konzentriert, bei denen mehr oder weniger deutliche Mängel vermutet werden können. Diese Konzentration der Information führt andererseits dazu, daß sie für gezielte Optimierungsmaßnahmen im allgemeinen zu unvollständig ist. Die Auswertung von Vorkommnissen liefert natürlich auch einen wichtigen Beitrag zur Erhöhung des allgemeinen Wissensstandes über mögliche Störungen in Kernkraftwerken.

### Systematische Auswertung betrieblicher Daten im Hinblick auf vorgegebene Fragestellungen

Im Gegensatz zur Auswertung von Vorkommnissen basieren diese Untersuchungen nicht auf wenigen ausgewählten Ereignissen. Sie stützen sich zunächst auf möglichst vollständige Informationen über die jeweilige Fragestellung, die in der Regel aus Gründen des Aufwandes eingeeengt werden. Dementsprechend ist als Ergebnis auch kaum die Aufdeckung schwerwiegender Mängel zu erwarten, die im sicherheitstechnischen Bereich durch das Vorkommnismeldeverfahren direkt erfolgt. Zu erwarten sind vielmehr Hinweise auf Erächtigungs- und Optimierungsmöglichkeiten sowie eine generelle Erhöhung des Wissensstandes.

### Auswertung der Ergebnisse von Erfahrungen

Ein wichtiger Teil vieler Auswertungen besteht darin, nicht nur die beobachteten Fakten, sondern insbesondere auch die daraus gezogenen Folgerungen zusammenzustellen und auszuwerten, zum Beispiel Verbesserung technischer Einrichtungen oder von Prüfverfahren. Die Bedeutung dieser Information liegt nicht im Auffinden von Mängeln oder bedeutsamen Erächtigungsmöglichkeiten, da Hinweise darauf durch das Vorkommnismeldesystem schneller verbreitet werden. Die Auswertung von Ergebnissen ist daher in erster Linie als Beitrag zur Optimierung und Erhöhung des Kenntnisstandes zu sehen und kann eine wichtige Entscheidungshilfe bei der Durchführung von ohnehin geplanten Änderungen sein.

### Auswertung von Vorkommnissen

In der Bundesrepublik existiert seit Jahren ein System zur Erfassung und Auswertung von Vorkommnissen, das von der GRS im Auftrag des Bundesministers des Innern (BMI) betrieben wird. Dieses System wurde bereits verschiedentlich beschrieben, so daß hierauf nicht näher eingegangen wird. Vielmehr werden Ergebnisse und Nutzen der Auswertung an einigen Beispielen diskutiert.

Als erstes Beispiel werden Lecks in fließwasserdurchströmten Wärmetauschern im Innern des Sicherheitsbehälters eines amerikanischen Druckwasserreaktors (DWR) herangezogen. Infolge von Ausfällen in der Sumpfüberwachung wurde der Sumpf überflutet und ein Teil des Druckbehälters von außen benetzt. Das Vorkommnis war ganz offensichtlich nicht unmittelbar auf deutsche Anlagen übertragbar, weil weder entsprechende Wärmetauscher noch überhaupt fließwasserführende Systeme im Sicherheitsbehälter existieren. Um zu überprüfen, ob in irgendeiner Weise vergleichbare Vorkommnisse auch in deutschen Kernkraftwerken möglich sind, wurden für ein Kraftwerk sämtliche wasserführenden Systeme im Sicherheitsbehälter mit den Erkennungsmöglichkeiten für Lecks untersucht. Ergebnis war, daß eine unbemerkte Überflutung nennenswerten Ausmaßes im Sicherheitsbehälter nicht zu befürchten ist.

Tafel 1: Zuordnung von Zielen und Vorgehensweisen

Ziel	Vorgehen	Vorkommnisse	Betriebsdaten	Ergebnisse
Beseitigung von Mängeln		X		
Erächtigung		X	X	(X)
Optimierung			X	X
Kenntnisstand		X	X	X

Dieses Beispiel wurde gewählt, weil sich darin zwei Sachverhalte veranschaulichen lassen:

- Die Prüfung, ob ein Ergebnis unmittelbar übertragbar ist, reicht wegen unterschiedlicher Anlagentechnik nicht aus. Das gilt häufig für deutsche Reaktoren und fast immer für ausländische. Sollen daher aus den aufgetretenen Vorkommnissen brauchbare Lehren gezogen werden, dann sind technisch sinnvolle Abwandlungen, Erweiterungen etc. zu betrachten.
- Aus der Untersuchung folgten keinerlei Aktionen. Dies ist beim überwiegenden Teil der Vorkommnisse der Fall und bei dem hohen erreichten Standard auch nicht anders zu erwarten. Solche Untersuchungen sind jedoch keineswegs überflüssig. Einmal stellen sie eine laufende Überprüfung und Bestätigung des Standes der Technik dar. Wiederum gibt es aber auch keine andere Möglichkeit, die wenigen Fälle von Schwachstellen zu finden, als die große Anzahl der Fälle zu untersuchen, bei denen dies möglich erscheint.

Auch in Fällen, in denen Verbesserungen nicht erforderlich sind, werden Möglichkeiten hierzu genannt und zur Prüfung in den einzelnen Anlagen empfohlen. Ein Beispiel hierfür ist der Ausfall der Schnellabschaltung im amerikanischen Kernkraftwerk Salem, der durch einen Defekt zweier in Reihe liegender Schalter infolge von Wartungsfehlern hervorgerufen wurde. Auch hier war keine Übertragbarkeit gegeben. Die Überprüfung auf vergleichbare Common-Mode-Fehler ergab eine weit größere Redundanz sowie Diversität und Wartungsfreiheit bei wichtigen Komponenten. Die Verbesserungsmöglichkeit, die zur Prüfung empfohlen wurde, war eine Ertüchtigung, die bei einzelnen Kraftwerken bereits früher eingeführt worden war. Dabei wird zusätzlich zur Spannungsversorgung des einzelnen Stabes auch die Einspeisung in die Schienen unterbrochen, von denen alle Stäbe versorgt werden.

Ein Beispiel für den Fall, aufgrund dessen in anderen Anlagen Änderungen durchgeführt wurden, ist das Verklammern von Kegel und Sitz bei Vorsteuerventilen von Frischdampf-Sicherheitsventilen, das zum Nichtöffnen von zwei Vorsteuerventilen auf dem Prüfstand führte. Eine ungünstige Materialpaarung zwischen Kegel und Sitz stellte sich neben den gegebenen Betriebsbedingungen als eine Voraussetzung für das Verklammern heraus. Als Folge wurden in allen anderen Anlagen die Betriebsbedingungen einer Reihe von Armaturen überprüft und, wo erforderlich, die Materialpaarungen geändert.

Über die Auswertung einzelner Vorkommnisse hinaus ist es häufig zweckmäßig, eine bestimmte Fragestellung im Zusammenhang zu untersuchen und dafür alle einschlägigen Vorkommnisse heranzuziehen.

Zusammenfassend läßt sich feststellen, daß bei der Auswertung von Vorkommnissen die geeigneten Methoden vorhanden sind und angewandt werden. Wichtig ist, daß Informationen nicht nur erfaßt und verbreitet, sondern auch systematisch ausgewertet und die ausländischen Erfahrungen berücksichtigt werden. Zukünftig sind daher keine grundsätzlichen Änderungen erforderlich. Eine weitere Intensivierung ist jedoch nach wie vor empfehlenswert mit den beiden folgenden Schwerpunkten:

- größerer Umfang ausländischer Auswertungen.
- Durchführung übergreifender Untersuchungen auf der Basis aller verfügbaren einschlägigen Vorkommnisse.

## Auswertung von Betriebsdaten

Auch bei der systematischen Auswertung von Betriebsdaten im Hinblick auf definierte Zielsetzungen wurde eine Reihe von Projekten mit guten Ergebnissen durchgeführt. Da in gesonderten Beiträgen genauer darauf eingegangen wird, sollen hier nur die wichtigsten aufgezählt werden:

- Ermittlung von Zuverlässigkeitsdaten und Betriebserfahrungen für die deutsche Risikostudie,
- Beurteilung der Durchführung von Wiederkehrenden Prüfungen,
- Erfassung von Zuverlässigkeitsdaten im Kernkraftwerk Biblis-B in Zusammenarbeit mit dem Rheinisch-Westfälischen Elektrizitätswerk (RWE),
- Zuverlässigkeit von Sicherheits- und Entlastungsarmaturen in Zusammenarbeit mit dem TÜV-Rheinland und dem Rheinisch-Westfälischen TÜV.

Von diesen Vorhaben sind die zu Wiederkehrenden Prüfungen und zu Sicherheitsarmaturen noch in Bearbeitung. Die beiden anderen, die sich mit der Ermittlung von Zuverlässigkeitsdaten für ein breites Spektrum von Komponenten und Systemen beschäftigten, sind abgeschlossen.

Im Unterschied zur Situation bei besonderen Vorkommnissen ist bei Erfahrungen zum Betriebsverhalten von Komponenten und Systemen unterhalb der Schwelle von Vorkommnissen eine kontinuierliche zentrale Erfassung und Auswertung derzeit nicht gegeben. Im folgenden ist daher zu diskutieren, inwieweit eine solche kontinuierliche Erfassung wünschenswert oder notwendig ist. Dabei muß man von den möglichen Aufgaben einer solchen Datenrückführung ausgehen.

Eine wichtige Aufgabe ist das Auffinden von möglichen Schwachstellen, insbesondere auch von Ausfallursachen, die zu Common-Mode-Ausfällen führen können. Besonders frühzeitig kann man solche Effekte erkennen, wenn Daten aus mehreren Anlagen erfaßt werden.

Ein weiteres Ziel ist die Identifizierung von Parametern und Randbedingungen, die die Zuverlässigkeit von Komponenten und Systemen beeinflussen. So gibt es zur Frage, welcher Zuverlässigkeitsgewinn durch größere Prüfhäufigkeit erreicht wird, durchaus Modellvorstellungen, jedoch sind diese häufig kaum durch gesicherte Erfahrungen belegt. Auch über eventuelle zuverlässigkeitsmindernde Effekte von Prüfungen, wie Unverfügbarkeit infolge von Fehlern bei der Prüfung, oder zuverlässigkeitsmindernde Beanspruchung durch die Prüfung gibt es wenig belastbare Angaben. Angesichts des enormen Aufwandes, der für Prüfungen getrieben wird, ist dies erstaunlich.

Ein Hauptziel ist schließlich die Bereitstellung quantitativer Zuverlässigkeitsangaben, wie sie für Risikoanalysen, Zuverlässigkeitsanalysen im Genehmigungsverfahren und zur Festlegung zulässiger Reparaturzeiten verwendet werden. Für die Phase A der Risikostudie wurden die damals verfügbaren Daten aus der Literatur zusammengestellt und durch die Erhebung von Betriebserfahrungen in zwei Kraftwerken abgesichert. Damit ließen sich zwar für alle interessierenden Komponenten Daten ermitteln, diese waren jedoch relativ pauschal, das heißt nicht nach Bauarten, Betriebsbedingungen etc. differenziert, und wiesen auch große Unsicherheitsfaktoren auf.

Inzwischen stehen zusätzlich die Daten aus der Erfassung in Biblis-B zur Verfügung. Diese genügen weit höheren Ansprü-

chen, beziehen sich aber auf wenige Betriebsjahre eines Kraftwerkblockes. Die Datenbasis, die für die Phase B der Risikostudie und die Zuverlässigkeitsanalysen für den Konvoi zur Verfügung steht, ist demzufolge gegenüber der Phase A weniger fortgeschritten, als dies zu wünschen wäre.

Aus diesen Ausführungen ist erkennbar, daß eine kontinuierliche Auswertung von Betriebsdaten der Komponenten und Systeme wichtige Aufgaben hat. Daß sie auch in der Praxis erfüllbar sind, zeigen unsere bisherigen Erfahrungen. Die Schwierigkeiten der Betriebsdatenauswertung sollen jedoch nicht verschwiegen werden. So erfordert die Erfassung und Auswertung der Daten selbst einen relativ hohen Aufwand. Sie zieht auch in gewissem Ausmaß zusätzlichen Aufwand im Kraftwerk nach sich, zum Beispiel in Form von besonderen Anforderungen an die Sorgfalt der Dokumentation. Selbstverständlich ist es sehr wichtig, gerade diesen Zusatzaufwand besonders gering zu halten. Andererseits ist der Nutzen, der in einer verbesserten Kenntnis des Komponenten- und Systemverhaltens besteht, zwar unzweifelhaft vorhanden, aber schwer meßbar.

Die GRS hält die Auswertung von Betriebsdaten trotz dieser Schwierigkeiten für erforderlich: sie wird sich weiterhin darum bemühen, einen kontinuierlichen Erfahrungsrückfluß zu erreichen. Möglichkeiten, das Verhältnis von Aufwand zu Nutzen günstig zu beeinflussen, sind:

- Die Befunde Wiederkehrender Prüfungen sind mit vergleichsweise geringem Aufwand erfaßbar und sollten daher verstärkt genutzt werden.
- Der verstärkte EDV-Einsatz für die betriebliche Dokumentation erlaubt zunehmend die leichtere Übernahme von Daten.
- Soweit möglich, sollten die von den Unternehmen in verschiedenem Umfang ohnehin geführten Schadensstatistiken genutzt werden.
- Soweit durch geeignete Dokumentation eine spätere Auswertung ermöglicht wird, kann auf eine kontinuierliche Erfassung zugunsten einer Erfassung bei Bedarf verzichtet werden.

### Auswertung von Ergebnissen

Auf die Auswertung von Folgerungen aus Erfahrungen wird hier nur kurz eingegangen, weil dies kein Schwerpunkt von GRS Tätigkeiten ist. Das sollte aber nicht über die praktische Bedeutung dieser Art des Erfahrungsaustausches täuschen. Betrachtet man zum Beispiel die Maßnahmen zur Dosisreduktion bei Dampferzeuger-Prüfungen, so sind diese natürlich nicht in jeder Anlage neu entwickelt worden, vielmehr hat hier auch ein wichtiger Erfahrungsaustausch stattgefunden.

In vielen GRS-Auswertungen spielt die Erfassung und Weiterleitung von Ergebnissen als Teil der Arbeit eine wesentliche Rolle. Bei der Auswertung von Vorkommnissen zum Beispiel werden auch die Maßnahmen zur Behebung einer Störung und die Vorkehrungen gegen Wiederholung, die in der betroffenen Anlage ergriffen wurden, erfaßt. Sofern zu einem Problem unterschiedliche Lösungen bekannt sind, werden sie selbstverständlich diskutiert und verbreitet. Als nach dem Störfall in TMI in den USA eine Vielzahl von Konsequenzen daraus abgeleitet wurde, verfolgte die GRS diese Aktivitäten sorgfältig, um den eventuellen Nutzen für deutsche Anlagen zu prüfen. Auch auf dem Arbeitsgebiet der Wiederkehrenden Prüfungen ist der Transfer von Konse-

quenzen aus Erfahrungen ein wichtiger Gesichtspunkt. Die Empfehlungen, die ein zusammenfassender Bericht zu diesen Arbeiten enthalten wird, werden zu einem nennenswerten Teil Lösungen widerspiegeln, die in verschiedenen Anlagen entwickelt wurden.

Als GRS-Auswertung, die sich ausschließlich auf Konsequenzen bezog, sei eine Untersuchung der Änderungsanzeigen einer Anlage erwähnt. Die Änderungen wurden mit Kommentaren bezüglich des damit verfolgten Zwecks mit Zustimmung des Betreibers an die anderen Kraftwerke und Behörden weitergegeben.

### Hinweise zur internationalen Situation

Die Auswertung von Betriebserfahrungen hat international in den letzten Jahren, ausgelöst durch die Folgerungen aus dem Störfall in TMI, große Bedeutung erfahren. Die auffälligsten Entwicklungen waren:

- Praktisch in allen Ländern mit Nuklearprogramm wurden Vorkehrungen zu einer effektiven Erfassung und Auswertung von besonderen Vorkommnissen getroffen. Vorher hatten zwar auch verschiedentlich Systeme zur Erfassung bestanden, Arbeitsgruppen zur systematischen Auswertung wie in der Bundesrepublik existierten jedoch nur ausnahmsweise. In den USA wurde zum Beispiel auf Behördenseite eine eigene Abteilung (Office) der NRC für die Auswertung von Betriebserfahrungen eingerichtet.
- Der internationale Austausch von Informationen über besondere Vorkommnisse wurde wesentlich intensiviert. Ein wichtiger Schritt war hier die Einrichtung eines Informationsaustausch-Systems der OECD, an dem auch die Bundesrepublik beteiligt ist. Das System soll Informationen über bedeutsamere Störungen übermitteln. Gedacht ist etwa eine pro Anlagenjahr. Es ist seit etwa drei Jahren in Betrieb und arbeitet zur Zufriedenheit. Ein praktisches gleiches System beabsichtigt die IAEA zu installieren, dem dann praktisch alle Länder mit einem Nuklearprogramm angehören könnten. Ein System mit etwas größerem Meldeumfang wird im Rahmen der EG eingerichtet. Dort soll auch eine Datenbank für Zuverlässigkeitsdaten aufgebaut werden.
- In den USA wurde von den Betreibern das Institute of Nuclear Power Operations (NPO) gegründet, dem sich Betreiber aus den meisten Ländern außerhalb der USA angeschlossen haben, auch aus der Bundesrepublik. Der Schwerpunkt der Tätigkeit dieses Instituts liegt in der Auswertung von Betriebserfahrungen. Hierunter sind unter anderem zu verstehen: die Auswertung von Vorkommnissen, die Erfassung von Zuverlässigkeitsdaten und die Entsendung von Auswertegruppen in alle US-Anlagen in einem geplanten Rhythmus von etwa 1,5 Jahren. Diese Gruppen bewerten die Effektivität der Maßnahmen des jeweiligen Betreibers auf verschiedenen Gebieten wie Instandhaltung, Strahlenschutz, Ausbildung, Organisation usw. Sie sprechen Empfehlungen aus, wo Verbesserungen erforderlich sind. Neben dieser Bewertung ist es eine wichtige Funktion dieser Gruppen, die besten in der Industrie entwickelten Lösungen kennenzulernen und zu verbreiten. Dies stellt ein gutes Beispiel für die oben diskutierte Auswertung von Folgerungen aus Erfahrungen dar.

## Folgerungen

Für die hier betrachteten Arbeitsfelder der Auswertung von Betriebserfahrungen können für die weitere Entwicklung die nachstehenden Folgerungen gezogen werden:

- Bei der Auswertung von besonderen Vorkommnissen existiert ein seit Jahren bewährtes Verfahren. Die Randbedingungen für einen effektiven internationalen Erfahrungsaustausch sind gegeben. Schwerpunkte der weiteren Entwicklung sind die Ausweitung des Umfangs, in dem ausländische Erfahrungen ausgewertet werden, sowie die verstärkte Durchführung übergreifender Untersuchungen,

die sich auf Informationen zu einer Anzahl von Vorkommnissen stützen.

- Bei sonstigen Betriebsdaten, insbesondere zum Verhalten von Komponenten und Systemen, ist eine kontinuierliche zentrale Erfassung und Auswertung derzeit nicht gegeben. Die bisher durchgeführten Arbeiten zeigen, daß solche Auswertungen wichtige Ergebnisse liefern können. Die erforderlichen Methoden sind aus den Vorhaben zur Ermittlung von Zuverlässigkeitskenngrößen und zur Auswertung von Wiederkehrenden Prüfungen bekannt. Die GRS ist bestrebt, auf dieser Basis einen kontinuierlichen Erfahrungsrückfluß über das Betriebsverhalten von Komponenten und Systemen zu realisieren.

## Diskussion

### D. Rittig (GRS):

Können Sie näher darauf eingehen, in welchem Umfang sich die GRS mit der Auswertung von Betriebserfahrungen beschäftigt, das heißt welche Kapazitäten konkret für die Auswertung eingesetzt werden?

### E. Lindauer (GRS):

Eine ganz präzise Aussage kann ich hier nicht machen, weil die Auswertung von Betriebserfahrungen von den sonstigen GRS-Tätigkeiten nicht ohne weiteres zu trennen ist. So wird zum Beispiel bei einer Reihe von Arbeiten, die sich nicht in erster Linie mit der Auswertung von Betriebserfahrungen beschäftigen, natürlich auch die auf dem entsprechenden Gebiet verfügbare Erfahrung mit berücksichtigt. Ebenso werden für Auswertungen fachspezifische Zusatzen benötigt (zum Beispiel Rechnungen zum DE-Heizrohrbruch). Mit der Auswertung von Vorkommnissen befassen sich ständig etwa acht Mitarbeiter, mit der Auswertung von Wiederkehrenden Prüfungen und Zuverlässigkeitsdaten etwa zwölf Mitarbeiter.

### G. Becker (Institut für Unfallforschung):

Sie haben darauf hingewiesen, daß der Nutzen Ihrer Auswertungen schwer meßbar sei, haben aber die Weiterführung der Auswertungen trotz dieses Umstandes empfohlen. Andererseits haben Sie beklagt, der Nutzen der Prüfungen von Komponenten sei weitgehend unbekannt, zumindest was die Belastbarkeit der Ergebnisse angeht. Das verstehe ich als Empfehlung, zunächst den Nutzen solcher Prüfungen zu untersuchen.

### E. Lindauer (GRS):

Die Bemerkung zum Nutzen der Auswertung bezog sich auf die systematische Erfassung von Daten zum Betriebsverhalten von Komponenten und Systemen unterhalb des Niveaus von Vorkommnissen. Meines Erachtens ist dieser Nutzen vorhanden und meßbar, nur ergibt er sich integral aus dem insgesamt verbesserten Kenntnisstand, so daß schwer eine Korrelation zum Beispiel zwischen der einzelnen Erfassungs-

aktivität und ihrem spezifischen Nutzen herzustellen ist. Zum Teil ist er natürlich auch kaum quantifizierbar. So kann man den Nutzen, abgesicherte Zuverlässigkeitsdaten für Risikostudien zu haben, sicher unterschiedlich bewerten. Welchen Nutzen eine Prüfung hat, ist in der Regel gut bekannt. Prüfungen, die nichts nützen, sollte man nicht durchführen. Mein Beispiel bezog sich darauf, daß der Einfluß der Häufigkeit von Prüfungen oft ungenügend bekannt ist. Hier könnte eine Untersuchung der bei den Prüfungen aufgetretenen Befunde sicherlich nützlich sein.

### K. Zühke (Karlsruhe):

Werten Sie Ihre Untersuchungen schon hinsichtlich der Wirtschaftlichkeit der Anlagen aus, oder ist dies für die Zukunft beabsichtigt?

### E. Lindauer (GRS):

Bei unseren bisherigen Untersuchungen war nicht die Wirtschaftlichkeit, sondern die Sicherheit das Motiv. Dieselben Methoden lassen sich meines Erachtens aber auch für wirtschaftliche Fragestellungen anwenden. Wieweit wir das in Zukunft tun werden, hängt von dem Interesse ab, das solchen Untersuchungen entgegengebracht wird, und nicht zuletzt auch von der Bereitschaft, sie zu finanzieren.

### W. Zaiss (GKN):

Sie haben modellhaft die Abhängigkeit der Nichtverfügbarkeit vom Prüfintervall dargestellt. Gibt es bei der GRS konkrete Untersuchungen auf der Basis in Betrieb befindlicher Systeme?

### E. Lindauer (GRS):

Bei Ventilen und Schiebern haben wir Daten, die ein relativ breites Spektrum von Betätigungshäufigkeiten abdecken. Es zeigt sich, daß die Annahme einer zeitlich konstanten Ausfallrate, unabhängig von der Anzahl der Betätigungen, hier das beobachtete Verhalten der Armaturen ziemlich gut beschränkt, sehr viel besser jedenfalls als die Annahme einer konstanten Ausfallwahrscheinlichkeit pro Anforderung.

# Zuverlässigkeit und Verfügbarkeit von Kernkraftwerken

Von H. Hoffmann und W. Hlubek <sup>1)</sup>

## Kurzfassung

Wenige Jahrzehnte nach Beginn ihrer kommerziellen Nutzung hat die Kernenergie einen Standard erreicht, der sie zu einer unverzichtbaren Energiequelle macht. In den 298 Kernkraftwerksblöcken, die weltweit mit einer elektrischen Gesamtleistung von rund 176 000 MW in Betrieb sind, werden heute etwa 10 % des Stromaufkommens der Welt erzeugt. In der Bundesrepublik wird bereits jede 6. Kilowattstunde aus Kernkraftwerken erzeugt. Aus der Sicht des Kernkraftwerkbetreibers wird anhand der Zielgrößen: Verfügbarkeit, Sicherheit und Wirtschaftlichkeit der bisherige Erfolg bei der friedlichen Nutzung der Kernenergie dargelegt.

Im ersten Teil des Beitrags wird die Entwicklung der Verfügbarkeit von deutschen Leichtwasserreaktoren im internationalen Vergleich dargestellt. Anhand von Beispielen aus dem Kraftwerksbetrieb werden die Ursachen für die Nichtverfügbarkeit von Druckwasserreaktoren erläutert und Hinweise auf die unter technischen, organisatorischen und wirtschaftlichen Aspekten optimale Revisionsdauer von Druckwasserreaktoren gegeben. Auf der Basis der Betriebserfahrungen werden Möglichkeiten zur Verbesserung von Konstruktion, Werkstoffen, Fahrweise etc. erläutert, um die Wirtschaftlichkeit und Zuverlässigkeit von Kernkraftanlagen weiter zu erhöhen.

Der zweite Teil beschäftigt sich mit der Sicherheit und Umweltbelastung von Kernkraftwerken. Anhand betrieblicher Erfahrungen wird der Einfluß der Sicherheitssysteme auf die Verfügbarkeit dargestellt und näher auf die sogenannten besonderen Vorkommnisse in Druckwasserreaktoren eingegangen.

Zum Abschluß werden die Auswirkungen der Verfügbarkeit auf die Stromerzeugungskosten bei Kernkraftwerken dargestellt. Auf der Basis der bisher gesammelten Erfahrungen beim Betrieb von Kernkraftwerken können die noch bestehenden verfügbarkeitsrelevanten Probleme gelöst werden.

## Abstract

A few decades after the commercial use of nuclear energy has begun, it has come to a level where one cannot do without it as source of energy. Today, the 298 Nuclear Power Plants (NPP) operated all over the world with a total capacity of approximately 176 000 MW, generate some 10 % of the worldwide electricity production. In the Federal Republic of Germany, already every sixth kWh generated is based on nuclear power. By means of availability, safety, and economy — the target values — the success so far gained in the peaceful use of nuclear energy is described as seen from the operator's viewpoint.

In a first part of the report, the development of the availability of German light water reactors is described by compari-

son on an international basis. The reason for nonavailability of pressurized water reactors are illustrated by means of examples from power plant operation, and information is given on the optimum duration of inspection for pressurized water reactors from technical, organizational and economic viewpoints as well. Taking the operating experience as a basis, the possibilities of improving construction, materials, operational methods etc. are explained in order to further increase economy and reliability of NPP.

The second part of the report deals with the safety and environmental load of NPP. In the light of the operating experience the effect of the safety systems on availability is described and the so-called abnormal occurrences in pressurized water reactors are considered in detail.

Finally the effects of availability on the costs of electric energy generation in NPP are indicated. Taking the experience hitherto gained in operating NPP as a basis, the availability-relevant problems still existing may be solved.

## Einleitung

Wenige Jahrzehnte nach Beginn ihrer kommerziellen Nutzung hat die Kernenergie einen Standard erreicht, der sie zu einer unverzichtbaren Energiequelle macht. In den 300 Kernkraftwerksblöcken, die weltweit mit einer elektrischen Nettolistung von rund 180 000 MW in Betrieb sind, werden heute rund 10 % des Stromaufkommens in der Welt erzeugt. In der Bundesrepublik Deutschland waren es 1982 etwa 17,4 % (öffentliche Stromversorgung 21 %), das heißt, daß bereits mehr als jede 6. Kilowattstunde in Kernkraftwerken erzeugt wurde. Dem Fortschritt der in Bau befindlichen Anlagen entsprechend, wird sich dieser Anteil künftig weiter erhöhen. Dies ist als ein Erfolg für eine Technik zu betrachten, der es in der Vergangenheit häufig an der notwendigen politischen Unterstützung gefehlt hat.

Um zu verdeutlichen, auf welche Betriebserfahrungen wir im Bereich der Kernenergie mittlerweile zurückgreifen können, zeigt Bild 1 die Entwicklung der installierten Kraftwerksleistung der westlichen Welt seit dem Jahr 1960. Sie stieg von etwa 1 000 MW (1960) auf etwa 150 000 MW (1982). Von der Vielzahl der ursprünglich erstellten Reaktorkonzepte haben sich heute weltweit die Druck- und Siedwasserreaktoren durchgesetzt. Der Anteil dieser Reaktortypen liegt bei etwa 85 % (DWR: 55 %, SWR: 30 %).

Bei den 1982 in Betrieb befindlichen 114 Druck- und 61 Siedwasserreaktoren können wir insgesamt auf eine Betriebserfahrung von mehr als 1 200 Reaktorjahren zurückgreifen.

Warum sind gerade Zuverlässigkeit und Verfügbarkeit ein Thema? Nach dem Energiewirtschaftsgesetz sind die Energieversorgungsunternehmen — hier auf Strom bezogen — gehalten, die Energieversorgung so sicher und so billig wie möglich zu gestalten. In diesem Zusammenhang steht „sicher“ für Versorgungssicherheit und kann auf das Kraftwerk bezogen auch mit „Zuverlässigkeit“ umschrieben werden. Zur Erfüllung des Unternehmenszieles „so billig wie möglich“ — heute würde

<sup>1)</sup> Dr. Ing. Horst Hoffmann ist Leiter der Hauptgruppe Kerntechnik der Abteilung Kraftwerksbetrieb und Dr. Werner Hlubek Leiter der Abteilung Kraftwerksbetrieb beim RWE, Essen.

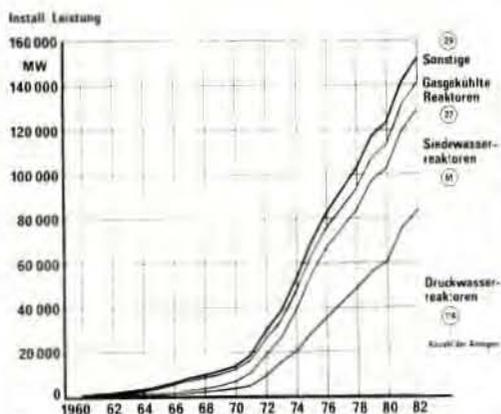


Bild 1: Installierte Leistung der Kernkraftwerke der westlichen Welt (1960 bis 1982)

man vielleicht eher sagen „Optimierung der Wirtschaftlichkeit“ — sind eine Vielzahl von Parametern zu berücksichtigen.

Im Eilverfahren dürfte es kaum gelingen, hier eine vollständige Liste aufzuzählen. Das beginnt mit der Vorausschätzung über den künftigen Elektrizitätsbedarf, seine zeitliche Abhängigkeit im Tages-, Wochen- oder Jahresrhythmus; das geht weiter mit der Verfügbarkeit der für die Stromerzeugung in Frage kommenden Primärenergien, sei es mengenmäßig oder sei es von der politischen Stabilität der Herkunftsländer her gesehen. Eng damit verbunden sind wiederum Fragen der künftigen Preisentwicklung der einzelnen Energierohstoffe. Einen weiteren wesentlichen Komplex stellen die Umweltauswirkungen einzelner Alternativen dar, und nicht zuletzt sind auch Aspekte des politischen Willens als Einflußgrößen zu beachten.

Aus diesen und den vielen anderen nicht genannten Einflußgrößen erwachsen letztlich Konzepte für eine Stromversorgung, die dem gesteckten Ziel nach hoher Wirtschaftlichkeit möglichst nahekommen sollen. Unter solchen Konzepten ist beispielsweise die gedankliche Aufteilung der Versorgung in Grundlast, Mittellast und Spitzenlast zu verstehen. Hieraus und aus technischen Randbedingungen folgen Konzepte für die Leistungsgrößen von Kraftwerken.

Andere Konzepte können mit Diversifizierung überschrieben werden:

- Diversifizierung von Brennstoffen,
- Diversifizierung nach Beschaffungsländern,
- Diversifizierung nach Kraftwerkstypen.

In diesem ganzen Rahmen soll die Stellung der Kernenergie als gegeben hingenommen und in diesem Beitrag auf eine abgerundete Begründung für die Notwendigkeit und Sinnfälligkeit ihrer Nutzung verzichtet werden.

In Bild 2 spiegelt sich die bekannte Tatsache wider, daß die Wirtschaftlichkeit des Kernkraftwerkes aufgrund der hohen Investitionskosten erst ab einer gewissen Auslastung interessant wird. Ohne hier eine eigene Wirtschaftlichkeitsbetrachtung zugrunde zu legen oder im Detail auf die hinlänglich bekannten, hierzu veröffentlichten Zahlen einzugehen, kann man sagen, daß der Schnittpunkt, ab dem die Kernenergie

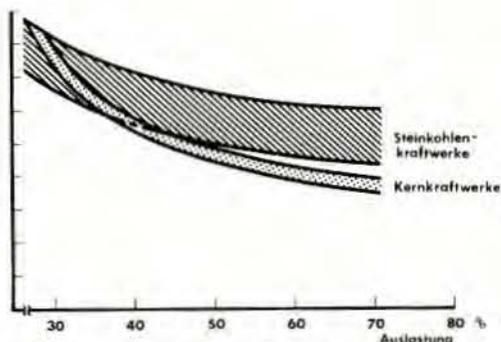


Bild 2: Spezifische Stromerzeugungskosten der Steinkohle- und Kernkraftwerke in Abhängigkeit von der Ausnutzung

den vorhandenen Alternativen, das heißt der Steinkohle überlegen ist, im Bereich einer Arbeitsausnutzung von etwa 30 bis 45 % liegt. Die Bestimmung des genauen Schnittpunktes kann nur im konkreten Einzelfall erfolgen. Unter der Voraussetzung, daß ein ausreichender Strombedarf gegeben ist und die volle Leistung der Kraftwerke gefordert wird, ist die Arbeitsausnutzung nur durch die Verfügbarkeit begrenzt. Damit ist eine hohe Verfügbarkeit ein wesentliches Unterziel der wirtschaftlichen Optimierung.

Außerdem ist die Verfügbarkeit die Größe, auf die der Betrieb einen unmittelbaren Einfluß ausübt; denn die Kapital- und Brennstoffkosten sind bei einer bestehenden Anlage und aus der Sicht des Betriebes vorgegeben und nicht zu beeinflussen. Zu den Größen, die durch den Betrieb zu beeinflussen sind, gehört in diesem Zusammenhang auch der Aufwand, der zur Erreichung einer maximalen Verfügbarkeit erforderlich ist.

### Verfügbarkeit von Kernkraftwerken

Arbeitsverfügbarkeit von Druck- und Siedewasserreaktoren im internationalen Vergleich

Bild 3 zeigt die Entwicklung der Arbeitsverfügbarkeit von Druck- und Siedewasserreaktoren in Abhängigkeit vom Alter

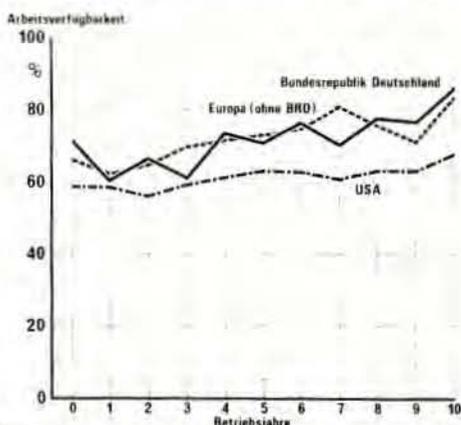


Bild 3: Arbeitsverfügbarkeit von Druckwasserreaktoren und Siedewasserreaktoren (Leistung über 100 MW)

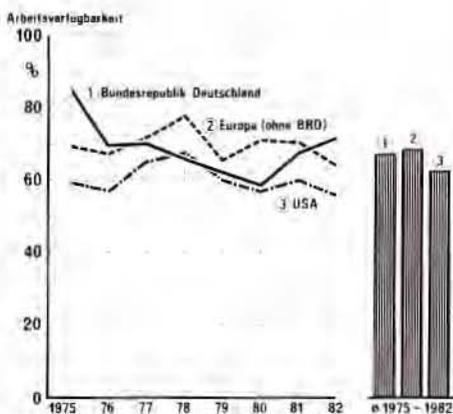


Bild 4: Arbeitsverfügbarkeit von Druckwasserreaktoren und Siedewasserreaktoren ab Übernahme bis 31. Dezember 1982 (Leistung über 100 MW)

der Anlagen. Maßgebend für die Darstellungsweise ist also das Kriterium „Betriebsjahre“.

Bei den deutschen ist wie bei den europäischen Anlagen ein deutlicher Anstieg der Verfügbarkeitswerte mit zunehmendem Betriebsalter festzustellen. Die Arbeitsverfügbarkeit liegt im 1. Betriebsjahr (Bundesrepublik Deutschland: 12, Europa: 49 Anlagen) bei etwa 60 % und steigt dann mit zunehmender Betriebsdauer der Anlagen um insgesamt rund 15 %-Punkte (6. Betriebsjahr) an.

Bei den amerikanischen Anlagen ergibt sich ein analoger, jedoch weniger stark ausgeprägter Trend. Die Arbeitsverfügbarkeit steigt hier von etwa 59 % im 1. Betriebsjahr (70 Anlagen) auf etwa 65 % an.

Bild 4 zeigt die jeweiligen Jahreswerte der Arbeitsverfügbarkeit von Druck- und Siedewasserreaktoren (> 100 MW) im

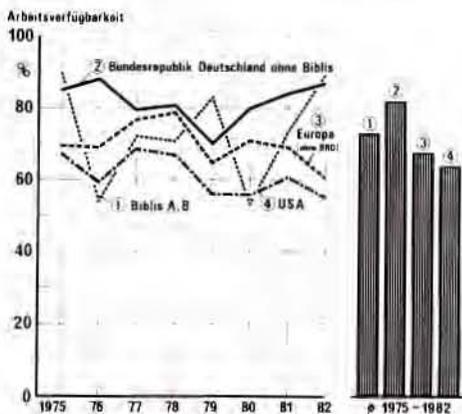


Bild 5: Arbeitsverfügbarkeit von Druckwasserreaktoren ab Übernahme bis 31. Dezember 1982 (Leistung über 100 MW)

internationalen Vergleich. Nachdem die Arbeitsverfügbarkeit der deutschen Anlagen seit 1975 zunächst zurückgegangen ist, konnten im Jahr 1981 und insbesondere 1982 wieder gute Betriebsergebnisse (1982: 71,4 %) erreicht werden. Die durchschnittliche Arbeitsverfügbarkeit liegt im Betrachtungszeitraum bei 67,4 %. Verfügbarkeitsmindernd waren dabei insbesondere die Nachrüststillstände der Siedewasserreaktoren, Revisionsverlängerungen durch Umrüstmaßnahmen und behördlich vorgeschriebene Leistungsbegrenzungen (KKW Würgassen). Die Verfügbarkeit der europäischen Anlagen liegt im Betrachtungszeitraum im Mittel bei 68,7 %, die der amerikanischen Anlagen bei 62,8 %.

Eine Betrachtung der Verfügbarkeit allein der Druckwasserreaktoren in Bild 5 zeigt das recht gute Betriebsverhalten der deutschen Anlagen. Im Mittel betrug die Verfügbarkeit etwa 82 %.

Der Rückgang der Arbeitsverfügbarkeit seit 1978 bei den europäischen Druckwasserreaktoren ist unter anderem auf die zunehmende Inbetriebnahme neuer Anlagen (hauptsächlich in Frankreich) zurückzuführen. Auch hier schlägt sich nieder, daß die Verfügbarkeit neuer Anlagen in den ersten Betriebsjahren relativ niedrig ist. Die mittlere Verfügbarkeit der europäischen Druckwasserreaktoren liegt bei 67,5 %, die durchschnittliche Arbeitsverfügbarkeit amerikanischer Druckwasserreaktoren bei etwa 64 %.

Man kann an dieser Stelle sicher als Zwischenergebnis festhalten, daß die deutschen Druckwasserreaktoren im internationalen Vergleich hervorragend abschneiden und daß sie die wirtschaftlichen Anforderungen – so wie eingangs grob dargestellt – voll erfüllen.

Es ist zu überlegen, ob und wie weitere Verbesserungen möglich sind. Um dieser Frage nachzugehen, stellen wir Bild 5 gedanklich auf den Kopf und betrachten statt der Verfügbarkeit die Nichtverfügbarkeit (NV).

Schwerpunkte der Nichtverfügbarkeit von Kernkraftwerken

Bild 6 zeigt diese komplementäre Größe, allerdings jetzt aufgeschlüsselt nach einzelnen Ursachen. Um später auf die Ursachen noch etwas detaillierter einzugehen, wurde in dem Bild die Anlage Biblis getrennt dargestellt.

Die Nichtverfügbarkeit setzt sich zusammen aus dem geplanten Anteil, dargestellt durch die oberen Balken Revision, Brennelementwechsel und revisionsverlängernde Maßnahmen, und dem Störanteil, im Bild in den unteren Balken nach Schadensschwerpunkten geordnet dargestellt. Der Störanteil der Nichtverfügbarkeit wird durch ungeplantes Abfahren infolge Störungen bzw. Schäden der Anlage verursacht. Die Gesamt-Zeit-NV der Druckwasserreaktoren beträgt im Betrachtungszeitraum 15,7 %, die des Kernkraftwerkes Biblis 26,4 %.

Bild 6 zeigt ferner, daß über 70 % der Nichtverfügbarkeit der Druckwasserreaktoren auf Revision und Brennelementwechsel zurückzuführen sind, also durch geplante Stillstände verursacht werden. Sondermaßnahmen, die zu einer Verlängerung der Revision geführt haben, sind bei Biblis (Bild 6 rechts) als zusätzlicher Plananteil von 7,2 % ausgewiesen.

Der Störanteil der Nichtverfügbarkeit deutscher Druckwasserreaktoren (ohne Biblis) läßt sich folgenden Systemen bzw. Komponenten zuordnen:

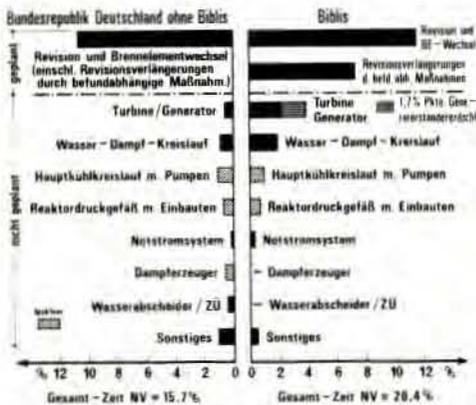


Bild 6: Zeit-Nichtverfügbarkeit von Druckwasserreaktoren, aufgeteilt auf Systeme und Komponenten (ab Übernahme bis zum 31. Dezember 1982, Biblis bis 30. Juni 1983)

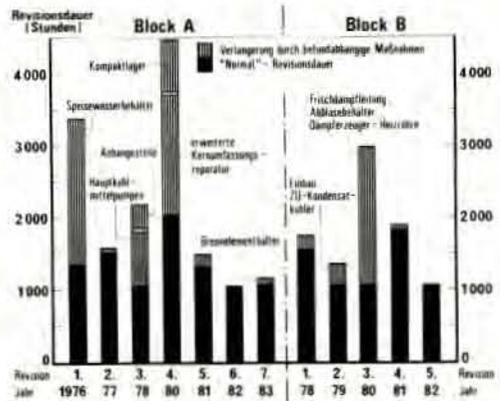


Bild 7: Entwicklung der Revisionsdauer beim Kernkraftwerk Biblis, Block A und B

- Turbine/Generator mit 0,5 %
- Wasser/Dampf-Kreislauf mit 0,8 %
- Hauptkühlkreislauf mit 1,3 %
- Reaktor mit Einbauten mit 0,6 %
- Notstromsystem mit 0,1 %
- Wasserabscheider, Zwischenüberhitzer mit 0,4 %

Faßt man den nuklearen Bereich (gerastert) zusammen, zeigt sich, daß dieser mit einem Anteil von insgesamt 2,1 % Punkten im Durchschnitt an der Nichtverfügbarkeit beteiligt ist, der Rest geht auf Komponenten des konventionellen Bereichs zurück.

Auf die Ursachen für die Nichtverfügbarkeit des Kernkraftwerks Biblis mit einer Gesamt-Nichtverfügbarkeit von 26,4 % im Durchschnitt wird im folgenden etwas genauer eingegangen. Zu betrachten sind dabei zunächst die geplanten Stillstände. Hierzu zeigt Bild 7 die jährliche Revisionsdauer der Blöcke A und B. Insbesondere bei Block A traten in den vergangenen Jahren durch befundabhängige Maßnahmen zum Teil erhebliche Revisionsverlängerungen auf. Beispiele sind die umfangreiche Reparatur des Speisewasserbehälters im Jahr 1976 (Revisionsverlängerung etwa 2 000 h) und der teilweise Austausch der Kernumfassungsschrauben im Jahr 1980 (Revisionsverlängerung etwa 1 700 h). Die bisher kürzeste Revisionszeit von 43 d (= 1 032 h) konnte bei Block A im Jahre 1982 erreicht werden, obwohl auch diese Revision über den Normalumfang der durchzuführenden Instandhaltungsarbeiten hinausging.

Anhand dieser Revision soll die Frage diskutiert werden, ob weitere Verkürzungen machbar und zweckmäßig sind. Bild 8 zeigt einen Balkenplan, in dem die terminführenden Tätigkeiten dieser Revision, der sogenannte kritische Pfad, ablaufmäßig dargestellt sind. Die Dauer der Revision ergibt sich als Summe der einzelnen Zeitabschnitte für die Maßnahmen, die auf dem kritischen Weg liegen. Im Normalfall - wie auch bei dieser Revision - liegt der kritische Weg im Primärbereich, Maßnahmen, die nicht dem normalen Revisionsumfang zuzuordnen sind, waren die Inspektion des Kernschemels, wodurch der Kernbehälter gezogen und wieder eingesetzt wer-

den mußte, und die Wirbelstromprüfung (WS-Prüfung) an den Rohren aller vier Dampferzeuger. Als Normalumfang ist hier die jährliche Prüfung von zwei Dampferzeugern anzusehen.

In Bild 8 ist dem Revisionsablauf von Block A 1982 der Mindestumfang der durchzuführenden Arbeiten im Primärbereich gegenübergestellt. Dieser Mindestumfang beinhaltet bei einem jährlichen Stillstand folgende Arbeiten:

- Brennelementwechsel einschließlich der dazu notwendigen Tätigkeiten,
- Prüfung laut Prüfhandbuch an Komponenten des Primärsystems sowie an sicherheitstechnisch bedeutsamen Systemen,
- Inspektionen und Instandhaltungsarbeiten am konventionellen Teil des Blockes.

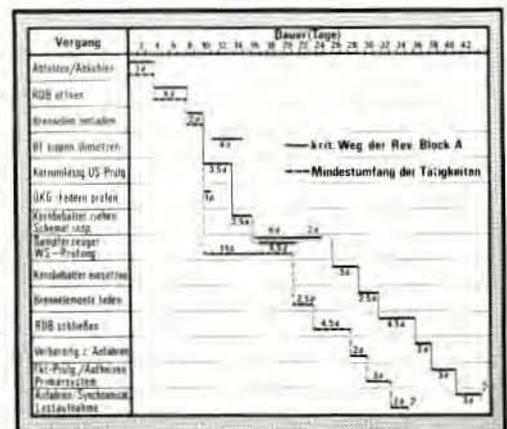


Bild 8: Terminführende Tätigkeiten und Mindestumfang der durchzuführenden Arbeiten bei der Revision des Kernkraftwerks Biblis, Block A, 1982

Unter der Bedingung, daß auf dem kritischen Pfad im 3-Schichtbetrieb und durchgehend gearbeitet wird (8 h/Schicht), ergibt sich von der Netztrennung des Blockes bis zur Synchronisation eine Mindeststillstandsdauer von 34 Tagen, die sich – wie in Bild 8 dargestellt – auf folgende Arbeitsschritte aufteilt:

– Abfahren und Abkühlen des Reaktors	3	h.
– Öffnen des Reaktor-druckbehälters	4	d.
– Entladen der Brennelemente	2	d.
– Prüfungen am Primärsystem (WS Prüfung der Dampferzeuger, zerstörungsfreie Prüfungen an den Komponenten der druckführenden Umschließung)	11	d.
– Laden der Brennelemente	2,5	d.
– Schließen des Reaktor-druckbehälters	4,5	d.
– Vorbereiten zum Wiederanfahren	2	d.
– Funktionsprüfungen und Aufheizen des Primärsystems	3	d.
– Anfahren, Synchronisation und Lastaufnahme	2	d.

Dieser Mindestumfang der durchzuführenden Arbeiten entspricht bereits einer jährlichen Zeit-Nichtverfügbarkeit von 9,3 %. Hinzu käme dabei noch die Revisionsverlängerung durch die behördlich geforderte Inspektion des Reaktor-druckbehälters, die alle vier Jahre notwendig ist und einen zusätzlichen Revisionsstillstand von etwa 3 Wochen (= 5,8 %-Punkte) erfordert. Daß eine solche „Mindestrevision“ nur mit erheblichem Aufwand erreicht werden könnte, sei im folgenden näher erläutert:

Bild 9 zeigt den Personaleinsatz für die Instandhaltung während der Revision des Blockes A, 1982 (43 d.): Am sogenannten „Personalspitzen-tag“ der Revision, das heißt dem Tage, an dem das Maximum des Instandhaltungspersonals erreicht wurde, waren insgesamt 880 Mann in der Anlage, das heißt in einem Block, beschäftigt:

- 785 Mann Fremdpersonal und
- 95 Mann eigenes Personal.

Selbst bei Abzug des Personalanteils für die Sondermaßnahmen in der 82er Revision des Blockes A verbleibt noch eine

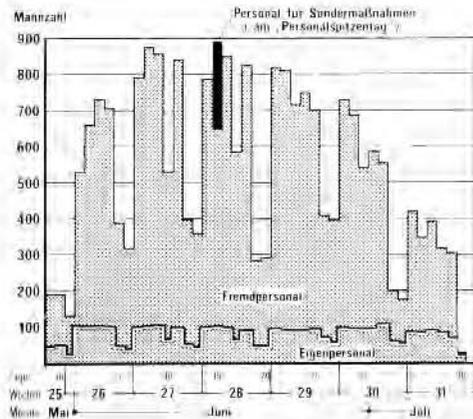


Bild 9 Personaleinsatz bei der Revision des Kernkraftwerks Biblis, Block A, 1982

Personalanzahl von fast 700 Mann. Mit dem Ziel eines möglichst effektiven und wirtschaftlichen Instandhaltungsablaufes müssen hierfür vor Revisionsbeginn Termine, Personaleinsatz, Materialbereitstellung und Strahlenschutzmaßnahmen festgelegt und während der gesamten Revisionsdauer laufend verfolgt werden. Hierfür ist ein erheblicher organisatorischer Aufwand und der Einsatz moderner Datenverarbeitungsmethoden erforderlich.

Eine weitere Erhöhung des Personaleinsatzes wäre erforderlich, um bei einer Verkürzung der Revision auf 34 Tage (Minimalrevision) nicht andere Arbeiten „kritisch“ werden zu lassen, die heute im Schatten des Primärsystems laufen (zum Beispiel Turbinenrevision; Inspektion und Instandhaltung im Bereich der redundanten Versorgungseinrichtungen). Eine solche Personalerhöhung stößt aber an Grenzen, die durch organisatorische, bauliche und arbeitstechnische Randbedingungen vorgegeben sind. Solche Grenzen sind zum Beispiel:

- die Einschleuskapazität der Kraftwerkspforte,
  - die Einschleuskapazität des Eingangs in das Containment,
  - vorhandene Sozialräume und Arbeitsflächen,
  - Kapazität von Kantinen und Pausenräumen sowie die vorhandene Anzahl von Sonderwerkzeugen,
- von nur einige zu nennen.

Die genannten Randbedingungen sind selbstverständlich nicht in jeder Anlage gleich und führen daher auch zu unterschiedlichen Optimierungszielen. Beim Kernkraftwerk Biblis wird heute davon ausgegangen, daß eine Revisionsdauer von etwa sechs Wochen als optimal anzusehen ist, sofern sich der Umfang terminkritischer Arbeiten nicht erhöht.

Einen wesentlichen Beitrag zu diesen Arbeiten bilden die zerstörungsfreien Prüfungen an der druckführenden Umschließung des Primärsystems, die bis zum Abschluß der Dampf erzeuger-Prüfungen durchgeführt sein müssen. Gerade hier ist eine zunehmende Expansion zu beobachten, die tendenziell die Revisionen weiter verlängern kann. Besonders hervorzuheben sind in diesem Zusammenhang die Auswirkungen der KTA Regel 3201.4 (Wiederkehrende Prüfungen im Primärbereich). Eine Erhöhung des Prüfungsumfanges für die betroffenen Rohrleitungen, Behälter und Pumpengehäuse ist unseres Erachtens wenig zweckdienlich, wenn langjährige Betriebserfahrungen und wiederkehrende Prüfergebnisse die Betriebssicherheit nachgewiesen haben.

Bei Neuanlagen steht eine Erweiterung des Umfangs der Wiederkehrenden Prüfung im Widerspruch zu den Bemühungen durch eine geeignete Auslegung (Basissicherheit) und erheblich intensivierte Qualitätskontrolle bei der Fertigung die Zuverlässigkeit von Komponenten zu erhöhen und dadurch den Wiederholungsprüfaufwand zu vermindern.

Höherer Prüfaufwand führt zwangsläufig auch zu höherer Strahlenbelastung. Auch automatisierte Prüfeinrichtungen können hier oft keine Abhilfe schaffen, da die Erstmontage solcher Prüfeinrichtungen in Anlagen, die bereits länger in Betrieb sind, zu so hohen Dosisbelastungen des Montagepersonals führen, daß diese Dosisersparungen im Bereich des Prüfpersonals nicht kompensiert werden können.

#### Störanteil speziell im Kernkraftwerk Biblis

Der Störanteil, gemittelt über den gesamten Betrachtungszeitraum seit der Übernahme, läßt sich folgenden Systemen bzw. Komponenten zuordnen (Bild 6):

- Turbine/Generator mit 3,8%,
- Wasser-/Dampfkreislauf mit 1,8%,
- Hauptkühlkreislauf mit 0,9%,
- Reaktor mit Einbauten mit 0,6%,
- Notstromsystem mit 0,2%.

Der mittlere Störanteil der Nichtverfügbarkeit beträgt im Betrachtungszeitraum 7,3 %, wovon 1,5 %-Punkte auf den nuklearen Teil (gerastert) des Kraftwerkes entfallen.

Tatsächlich liegt heute durch eine Reihe technischer und verfahrenstechnischer Verbesserungen, die erst durch den Feedback aus eigenen und fremden Betriebserfahrungen möglich wurden, der Störanteil der Nichtverfügbarkeit noch erheblich günstiger: bei  $\leq 3\%$  (Bild 10).

Bei so kleinen Störanteilen wird der Einfluß einzelner Ereignisse dominierend, die aufgrund noch fehlender „Negativ“-Erfahrungen kaum vorhersehbar sind. Der Schaden im März 1983 in Block B durch einen Generatorständer-Erdschluß hat beispielsweise zu einem Stillstand von drei Monaten geführt, der allein die gesamte Verfügbarkeit seit Übernahme um 1,7 % verschlechterte.

Ein Vergleich mit den Störanteilen der Nichtverfügbarkeit in Braunkohlekraftwerken, die auf erheblich längere Betriebserfahrungen zurückblicken können, macht deutlich, daß hier eine praktische Grenze erreicht ist.

Die bisherigen Ausführungen verdeutlichen, daß eine Optimierung von Anlagenkomponenten zur Erhöhung der Verfügbarkeit der Kraftwerke erst durch die während des Betriebs gesammelten Erfahrungen möglich wird. Eine enge Zusammenarbeit zwischen Herstellern und Betreibern schafft dabei die Voraussetzungen für eine ständige Verbesserung der Zuverlässigkeit von Anlagenkomponenten.

Um die Betriebserfahrungen auf eine möglichst breite Basis zu stellen, ist ein solcher Erfahrungsaustausch sowohl auf nationaler als auch internationaler Ebene notwendig. Dabei ist es nicht ausreichend, Vorkommnisse nur statistisch auszuwerten. Ziel muß vielmehr eine gründliche Analyse von Störungen sein, deren Ergebnisse als Basis für die Überprüfung anderer Anlagen dienen sollen. Die Störfälle in den US-Anlagen Three Miles Island (TMI) und Ginna haben zum Beispiel gezeigt, daß ihre Analyse durchaus wichtige Schlußfolgerungen für deutsche Anlagen zulassen, die vorbeugende Gegenmaßnahmen ermöglichen, und das, obwohl diese Anlagen in großen Bereichen wesentlich von den Anlagen hierzulande abweichen. Selbstverständlich sind die Analysen solcher Störungen nur auf der Basis von Informationen möglich, die bis tief in Komponentendetails gehen können. Ebenso ist die Untersuchung ihrer Relevanz für die eigenen Anlagen nur mit hinreichendem System- und Komponenten-Know-how möglich, das in der Regel nur beim Betreiber selbst verfügbar ist.

In den USA wurde für diese Aufgaben eine zentrale Betreiberorganisation, das Institute of Nuclear Power Operations (INPO), gegründet, die, bezogen auf amerikanische Verhältnisse, eine wirksame Institution für die Auswertung von Betriebserfahrungen geworden ist. Das RWE hat sich vor zwei Jahren dieser Organisation angeschlossen, um für seine Kraftwerke eine weitere Informationsquelle zu erschließen. Es ist derzeit bemüht, seine diesbezüglichen Kontakte zu erweitern, die auch die anderen Betreiber von Kernkraftwerken mit einschließt.

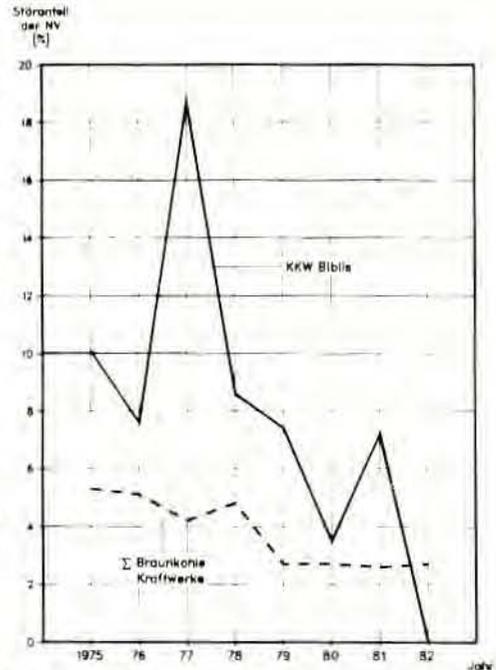


Bild 10; Entwicklung des Störanteils der Nichtverfügbarkeit (ab Übernahme)

## Sicherheit und Umwelt

Nachdem die Verfügbarkeit von Kernkraftwerken eingehend betrachtet wurde, soll nun der Sicherheitsaspekt beleuchtet werden. Denn ebenso wie bei der Verfügbarkeit spielt die Zuverlässigkeit der Komponenten und Systeme eine wesentliche Rolle.

Das Sicherheitskonzept ist in drei wesentliche Elemente zu unterteilen:

- Zuverlässigkeit der Komponenten – bestimmt durch die Auslegung, Maßnahme zur Qualitätssicherung und betriebliche Überwachung,
- Begrenzungs- und Schutzsysteme, die frühzeitig unzulässigen Betriebsbedingungen entgegenwirken, und
- Sicherheitssysteme, die in jedem Fall eine unzulässige Aktivitätsfreisetzung in die Umgebung verhindern müssen.

Für den Nachweis der betrieblichen Bewahrung dieses Sicherheitskonzeptes ist es nicht erforderlich – und auch nicht machbar –, eine Statistik heranzuziehen; denn es ist bisher kein Ereignis eingetreten, bei dem dieses Konzept versagt hätte.

Bei Betrachtung der reinen Sicherheitssysteme stützt sich ihre Bewahrung mehr auf Funktionsprüfungen als auf betriebliche Erfahrung im tatsächlichen Anforderungsfall. Das ist sicherlich ein wünschenswertes Ergebnis, denn es sollen nicht unsichere und unzulässige Komponenten und Systeme durch nachgeschaltete Sicherheitssysteme abgesichert sein, sondern primär diese Anlagenteile so gebaut und betrieben werden, daß sie zuverlässig arbeiten.

### Verursacher für RESA

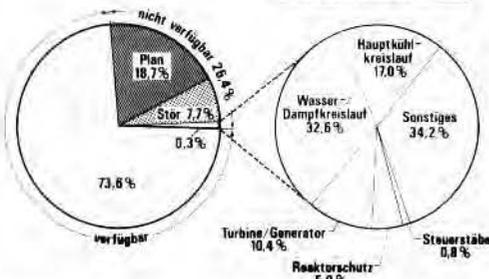


Bild 11: Zeit-Nichtverfügbarkeit durch ReaktorschneUabschaltungen (RESA) beim Kernkraftwerk Biblis, Block A und B (ab Übernahme bis zum 30. Juni 1983)

Diese Aussage wird in Bild 11 zahlenmäßig ein wenig untermauert, indem am Beispiel Biblis die Zahl der ReaktorschneUabschaltungen (RESA) gezeigt wird. Im Rahmen des gesamten Schutzkonzeptes spielen sie eine wesentliche Rolle.

Zunächst ist festzustellen, daß der Anteil der Nichtverfügbarkeit des Kraftwerkes durch RESA sehr niedrig ist. Er beträgt seit Übernahme im Mittel 0,3 %. Auf die einzelnen

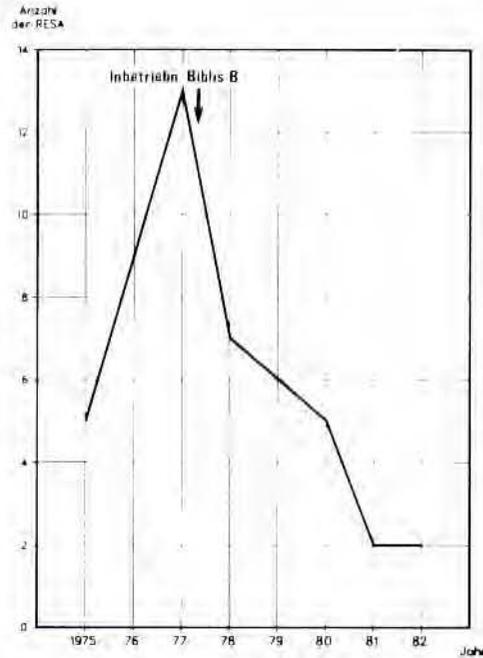


Bild 12: Anzahl der ReaktorschneUabschaltungen beim Kernkraftwerk Biblis (ab Übernahme)

Auslöser für diese Abschaltungen, wie sie im rechten Bildteil dargestellt werden, wird hier nicht näher eingegangen.

Interessant erscheint hingegen die zeitliche Entwicklung. Im Bild 12 ist nach anfänglichen Schwierigkeiten eine deutliche Abnahme dieses Ereignisses ersichtlich. Dahinter steht eindeutig die Verbesserung der Zuverlässigkeit der auslösenden Komponenten und Systeme.

Unseres Erachtens weisen diese Ergebnisse auf einen wichtigen Sachverhalt hin: daß nämlich der oft unterstellte Zielkonflikt zwischen Sicherheit und Wirtschaftlichkeit gar nicht so gravierend ist. Natürlich existiert dieser Zielkonflikt in manchen Bereichen, aber im wesentlichen beruht ein sicheres Kraftwerk auf zuverlässigen Komponenten und Systemen, und genau das ist die Voraussetzung für einen wirtschaftlich optimalen Betrieb.

Die wichtigsten Ergebnisse lassen sich abschließend so zusammenfassen:

- Die Verfügbarkeit der deutschen Druckwasserreaktoren erfüllt die wirtschaftlichen Anforderungen in vollem Umfang und schneidet im internationalen Vergleich mit einem deutlichen Vorsprung ab.
- Die Wirksamkeit des Sicherheitskonzeptes hat sich als lückenlos erwiesen.
- Die Zuverlässigkeit von Komponenten und Systemen hat mit zunehmender Betriebserfahrung stetig zugenommen und ist heute der wesentliche Grund für den störungsarmen Betrieb unserer Kernkraftwerke.

Hinsichtlich verbleibender Möglichkeiten zur Verminderung der ohnehin bereits sehr geringen Nichtverfügbarkeit lassen sich aus den Betriebserfahrungen folgende Schlußfolgerungen ziehen:

Der zeitliche Aufwand zur Durchführung des Brennelementwechsels und der geplanten Inspektions-, Wartungs- und Instandhaltungsarbeiten läßt sich nur noch durch eine Verringerung des Maßnahmenumfanges reduzieren. Einer Beschleunigung durch weiter erhöhten Personaleinsatz stehen zunehmend organisatorische und technische Grenzen entgegen.

Ansatzpunkte für eine Verminderung des Maßnahmenumfanges liegen vorrangig im Abbau von Konservativitäten, die zum Teil zu einem sehr hohen und durch die bisherigen Betriebserfahrungen nicht gerechtfertigten Inspektionsaufwand führen. Darüber hinaus sollten auch Verbesserungen in der Auslegung (zum Beispiel Basissicherheit) und Qualitätssicherung bei der Herstellung den Umfang für Wiederholungsprüfungen im Betrieb senken.

Die über Betriebsstörungen bestimmte Nichtverfügbarkeit wird derzeit im wesentlichen über Einzelereignisse bestimmt, die sich im allgemeinen einer auf Statistik abgestellten Schadensfassung und daraus abgeleiteten vorbeugenden Maßnahmen entziehen. Der erfolgreichste Weg, diese Nichtverfügbarkeitsquelle zu minimieren, ist es, möglichst viel aus fremden Störungsereignissen zu lernen, das heißt Intensivierung des Erfahrungsaustausches. Intensivierung bedeutet hier nicht bloß eine zahlenmäßige Erweiterung der zugänglichen Störungsmeldungen, sondern insbesondere eine Vertiefung der für Detailanalysen erforderlichen Informationen. Die Freizügigkeit dieser Informationen und die für Analysen notwendigen Detailkenntnisse von Komponenten und Systemen lassen verwertbare Ergebnisse nur erwarten, wenn die Betreiber bereit sind, sich diesen Aufgaben wie bisher selbst zu stellen.

## Diskussion

J. Bohnstedt (Allianz-Zentrum für Technik):

Anknüpfend an Ihre Bemerkungen zu den Wiederkehrenden Prüfungen lautet meine Frage, ob die Ihnen vorliegenden Ergebnisse möglicherweise für eine Verringerung der Wiederkehrenden Prüfungen sprechen. Würde sich das unter Umständen auf eine Verkürzung der Revisionszeit auswirken?

H. Hoffmann (RWE):

Im Vordergrund meines Vortrages stand die Aussage, den Aufwand an Wiederkehrenden Prüfungen zumindest nicht weiter zu erhöhen. Für die Anlage Biblis ist das aufgrund der bisherigen Prüfergebnisse gerechtfertigt. Eine wesentliche Verkürzung über die von mir angegebenen sechs Wochen hinaus steht derzeit aus Gründen der Gesamtoptimierung nicht im Vordergrund.

V. Hoensch (GKN):

Bei einer Anlage mit Druckwasserreaktor müssen während einer Revision 380 Wiederkehrende Prüfungen durchgeführt werden. Etwa 80 % dieser revisionsbedingten Wiederkehrenden Prüfungen sind Funktionsprüfungen. Die restlichen 20 % entfallen hauptsächlich auf zerstörungsfreie Prüfungen, die sehr zeitintensiv sind. Hier sollte eine Eindämmung des Umfangs erreicht werden, insbesondere bei Anlagen, die schon lange in Betrieb sind. Auf keinen Fall sollte eine Ausdehnung im Sinne der KTA-Regel 3201.4 (Wiederkehrende Prüfungen im Primärbereich) erfolgen.

R. Rieser (Bayernwerk):

Welchen Einfluß hat der Aufwand für Ersatzteile (zum Beispiel Ersatzgenerator) auf die Verfügbarkeit?

H. Hoffmann (RWE):

Der Generatorschaden in Biblis hat zu einem Ausfall der Anlage von etwa drei Monaten geführt, da wir auf einen vorhandenen Stator zurückgreifen konnten. Abwarten der Reparatur hätte zu einem Stillstand von über einem Jahr geführt und damit die Verfügbarkeit erheblich beeinflußt.

O. Kellermann (GRS):

Zunächst zu den geplanten Stillständen beim Braunkohlekraftwerk. Sie sprachen von einem Störanteil von 3 %, was ich für eine hervorragende Zahl für ein konventionelles Kraftwerk mit seinen vielen Rohrleitungen und Schweißnähten halte. Wie hoch ist da der geplante Anteil?

Sie haben ausgeführt, daß die geplante Stillstandszeit optimal bei sechs Wochen läge. Ich gehe davon aus, daß Sie aufgrund Ihres großen Netzes den Ausfall eines Blocks während der Sommerzeit gut verkraften können. Warum setzen Sie sonst die optimale Zeit so viel länger als die Mindestzeit an?

H. Hoffmann (RWE):

Tatsächlich lassen sich die Braunkohlekraftwerke sehr gut mit den Kernkraftwerken vergleichen, da auch sie vorwiegend in der Grundlast eingesetzt werden. Der Plananteil der Nichtverfügbarkeit in der Braunkohle liegt bei etwa 5 %. Die tat-

sächlich erreichten Verfügbarkeitswerte in der Braunkohle schwanken in den letzten Jahren etwa zwischen 91 und 92 %.

Zur 2. Frage ist anzumerken, daß die Leistungsspitze im Winter auftritt, wo in der Regel unsere Blöcke zur Verfügung stehen. Ich möchte aber noch einmal betonen, daß die angegebenen sechs Wochen nicht für andere Kraftwerke repräsentativ sein müssen. Später gebaute Kraftwerke könnten unsere Erfahrungen berücksichtigen und verfügen teilweise über großzügigere Bereiche zur Bewältigung von Personalspitzen. Der Kontrollbereichszugang, Sozialräume, Arbeitsflächen usw. stoßen bei uns an räumliche Grenzen. Hieraus ergibt sich das zur Zeit angesetzte Optimum.

A. Bergbauer (KWU):

Sie haben ausgeführt, daß das RWE seit zwei Jahren der INPO angeschlossen ist. Dazu drei Fragen:

1. Wieviele und welche Daten werden an INPO geliefert?
2. Welches Budget haben Sie dafür zur Verfügung?
3. Welche Daten bekommen Sie von INPO dafür zurück?

H. Hoffmann (RWE):

Zu 1.: Wir liefern zur Zeit keine Daten an INPO, obwohl unser Vertrag hierzu die Möglichkeit bietet. Zum einen, weil wir glauben, daß sich das für das RWE allein nicht lohnt, zum anderen, weil wir anfänglich nicht erkennen konnten, inwieweit die Amerikaner ausreichende Detailkenntnisse über unsere Anlage haben, um Störungsabläufe bewerten zu können.

Zu 2.: In meinem Bereich sind unmittelbar drei Herren mit der Auswertung der Informationen, die wir von INPO bekommen, befaßt.

Zu 3.: Wir bekommen jährlich etwa 120 Berichte, die sogenannten Significant Event Reports und die Significant Operating Experience Reports. Diese gehen auf etwa 6000 Meldungen über besondere Vorkommnisse in amerikanischen Kernkraftwerken zurück.

F. Föglein (VEW):

Im Zusammenhang mit dem Vortrag von Dr. Hoffmann habe ich eine Frage an die Gutachter: Wir haben gehört, daß die Betriebserfahrungen zur Verbesserung der Anlagen und zur Erhöhung der Verfügbarkeit geführt haben. Analog dazu führen die Ergebnisse der Funktionsprüfungen, der zerstörungsfreien Prüfungen, der Nichtverfügbarkeitsanalysen und der Schadens- und Störungsanalysen zur Verbesserung der sicherheitstechnischen Systeme. Weshalb neigen die Gutachter bei der Projektbegutachtung trotzdem weiterhin zu einer Ausweitung der System- und Komponentenprüfung insbesondere für den Bereich der sicherheitstechnischen Systeme aus austenitischen Werkstoffen?

H. G. Rumpf (TÜV Bayern):

Die Sicherheitssysteme aus austenitischen Werkstoffen gehören bisher nicht zu den Systemen bzw. Komponenten, für die

Bruchausschluß angenommen wurde. Das soll jetzt geändert werden, das heißt, für die vorgenannten Systeme soll ein Versagen ausgeschlossen werden.

U. Kann (TÜV Norddeutschland):

Eine Reduktion des Prüfumfanges ist durchaus erkennbar. Der Ruf nach Reduktion reicht aber nicht aus, denn man muß begründen können, wann und wo solche Reduktionen möglich sind. Überlegungen hierzu sind bei einer kürzlich in Betrieb genommenen Anlage angestellt worden, der Anfang ist also gemacht.

H. R. Seal (GRS):

Ich habe eine Frage zu Bild 3, in dem die Verfügbarkeit in Abhängigkeit zum Betriebsalter der Anlagen dargestellt ist. Sind die über den Zeitraum von zehn Jahren regelmäßig auftretenden Schwankungen Zufall oder besteht ein Zusammenhang mit der Gründlichkeit der Revisionsarbeiten?

H. Hoffmann (RWE):

Die vorbeugende Instandhaltung hat einen wesentlichen Einfluß auf die Verfügbarkeitswerte. Wenn ich am Anfang den Zusammenhang zwischen spezifischen Stromerzeugungskosten und Auslastung – oder Verfügbarkeit in der Grundlast – dargestellt habe, so ist dies nur eine theoretische Kurve, die die Kapital- und Betriebskosten erfaßt. Danach würden die spezifischen Stromerzeugungskosten stetig kleiner mit zunehmender Auslastung. Der Aufwand für die Verringerung eines Prozentpunktes der Stör-Nichtverfügbarkeit wird bei bereits niedrigen Werten immer größer, so daß die Kurve der spezifischen Stromerzeugungskosten wieder ansteigen könnte. Aufgrund unserer langjährigen Erfahrungen in der Braunkohle sehen wir, daß bei 2 bis 3 % Störanteil der Nichtverfügbarkeit eine wirtschaftlich sinnvoll kaum zu unterbietende Grenze liegt. Und wir diskutieren in diesem Bereich auch Maßnahmen zur Verringerung des Aufwandes. Ein vergleichbar umfangreiches Datenmaterial, um diese Zusammenhänge auch in der Kernenergie schlüssig darstellen zu können, liegt uns jedoch noch nicht vor.

## Nutzen von Betriebsdaten für Planung und Betrieb

Von P. Hönke und C. Versteegen 1)

### Kurzfassung

Die GRS hat seit vielen Jahren Betriebsdaten gesammelt und ausgewertet. Dabei standen Fragen des Ausfallverhaltens von Komponenten und Systemen im Vordergrund. Im vorliegenden Beitrag wird der Nutzen der Ergebnisse für die Planung und den Betrieb von Kernkraftwerken anhand von Beispielen gezeigt.

Der Nutzen liegt für die Planung in einer wesentlichen Verbesserung des Kenntnisstandes über das Ausfallverhalten von Komponenten und Systemen in Form von quantitativen Kenngrößen, wie zum Beispiel Ausfallraten und ihre Einflußgrößen, und von qualitativen Informationen über Schadensmerkmale, wie zum Beispiel Ausfallarten, -ursachen, -wirkungen etc.

Diese Fortentwicklung des Kenntnisstandes wird am Beispiel einer Niveaumessung aufgezeigt, für die die Einflußgrößen und Ausfallraten vorgestellt und diskutiert werden. Weiterhin werden die Verteilungen für die Ausfallarten, die Arten der Fehlerentdeckung und der Verteilung der Schäden auf die zugehörigen Betriebsmittel angegeben.

Dagegen liegt der Nutzen für den Betrieb in einer systematischen Erkennung von Schadenshäufungen, in der Qualitätssicherung und -optimierung und in Erkenntnissen zur Verbesserung von Instandhaltungs- und Prüfstrategien. Dies wird anhand eines Beispiels mit einem Notstromdiesel aufgezeigt, dessen Nichtverfügbarkeit infolge Reparatur durch geringfügige konstruktive Änderungen sowie durch Änderungen in der Instandhaltungsstrategie erheblich verringert wurde. Weiterhin wird der Einfluß der Wartungsstrategie auf das Ausfallverhalten am Beispiel einer Auswertung zu linearen Druckmeßwerten dargestellt.

Abschließend wird noch auf einige Aspekte in bezug auf Organisation der Datenerfassung und -auswertung eingegangen.

### Abstract

Since many years, the GRS deals with data collection and evaluation. Questions on the failure behavior of components were of main interest. In this paper the usefulness of the evaluated data for planning and operation of nuclear power plants is demonstrated by some examples.

The benefit for the planning is a substantial improvement on knowledge on the failure behavior of components and systems, in the form of quantitative data as e.g. failure rates

1) Dipl.-Ing. Paul Hönke und Dipl.-Ing. Claus Versteegen sind technisch-wissenschaftliche Mitarbeiter der Gesellschaft für Reaktorsicherheit (GRS) mbH, Köln.

specified by the influencing parameters and informations about failure descriptions as e.g. failure modes, causes, consequences etc. This is shown by an example of a level measurement for which the influencing parameters and the failure rates are shown and discussed, furthermore the percentage distributions of failure modes, detection and for the failed items composing the components are presented.

For the operation of the plant, the advantage lays in a systematic detection of abnormal failure frequencies, in quality control and optimization and in improvements of maintenance and test strategy. This is demonstrated by an example dealing with an emergency diesel, the unavailabilities of which, caused by repair was substantially reduced by minor changes in construction and in the maintenance strategy. Another point is the influence of the preventing maintenance on the failure behavior.

Finally some aspects of the organization of a data collection and evaluation are discussed.

## Einleitung

Unter Betriebsdaten werden im folgenden alle technischen Daten und Informationen verstanden, die bei der Abwicklung, Organisation und Überwachung des Betriebes anfallen und auch meist in irgendeiner Form im Kraftwerk dokumentiert werden.

Die GRS hat in einer Reihe von Projekten, wie zum Beispiel bei der Auswertung von Betriebserfahrungen in der Phase A der Risikostudie, der Datensammlung Biblis und der Untersuchung der Zuverlässigkeit von Druckabsicherungen, Betriebsdaten über das Betriebsverhalten von Komponenten und Systemen erfaßt und ausgewertet. Die bisherigen Erfahrungen aus diesen Arbeiten sollen in diesem Beitrag vor allem im Hinblick auf den Nutzen der Ergebnisse für die Planung und den Betrieb diskutiert werden.

Bei der Diskussion des Themas „Nutzen der Dokumentation und Auswertung von Betriebsdaten“ muß man sich stets mit den beiden folgenden sehr kontroversen Standpunkten auseinandersetzen:

- Die Dokumentation von Betriebsdaten ist sehr aufwendig und ein echter Nutzen nicht zu erkennen.
- Der Umfang an Kenntnissen über das Verhalten von Komponenten und Systemen im Betrieb, insbesondere auch ihr Ausfallverhalten, ist für unsere Belange unzureichend.

Die erste These wird häufig von Mitarbeitern vertreten, die die Hauptlast der Dokumentation tragen müssen und argumentieren, daß sie vor lauter Papier die Probleme im Betrieb fast nicht mehr sehen.

Der zweite Standpunkt wird im wesentlichen von Mitarbeitern in der Planung beim Betreiber, Hersteller und von Gutachtern vertreten.

Für jeden der beiden Standpunkte gibt es aus der Sicht der Beteiligten ohne jeden Zweifel gute Gründe. Der Umfang der Dokumentation von Betriebsdaten ist zu ganz wesentlichen Teilen von der Nachweispflicht gegenüber der inner- und außerbetrieblichen Überwachung bestimmt. Hinzu treten die vielfältigen Anforderungen aus Regeln und Richtlinien, die ihrerseits auch wieder die Überwachung, zum Beispiel im Sinne von Qualitätssicherung, zum Ziel haben.

Die Betriebsdaten werden im Sinne von Auswertungen mit unterschiedlichen Zielen nur teilweise genutzt. Dies gilt ins-

besondere dann, wenn man den Aufwand für solche Dokumentation mit dem Umfang von Auswertungen vergleicht.

Die GRS – und auch ihr Vorgänger, das IRS – hat seit vielen Jahren die folgenden Thesen vertreten [1,2]:

- Es ist von wesentlichem Vorteil für die Planung, wenn der Kenntnisstand über das Betriebsverhalten von Komponenten und Systemen durch konsequente Nutzung der Betriebsdaten entscheidend verbessert wird.
- Betriebsdaten sind von Nutzen für den Betrieb unter den Gesichtspunkten systematischer Schwachstellenfindung, für die Qualitätssicherung im Betrieb und deren Optimierung sowie für die Entwicklung von optimierten Instandhaltungs- und Prüfstrategien.
- Die Betriebsdatenerfassung ist mit den Organisationsmitteln des Betreibers so kombinierbar, daß die Auswertung verbessert und die Kosten dafür reduziert werden.

Im folgenden wird deshalb nicht so sehr auf die von der GRS durchgeführten Projekte als vielmehr auf den Nutzen von Ergebnissen im Hinblick auf diese Thesen eingegangen.

## Nutzen für Planung und Erstellung

Die Ergebnisse der Betriebsdatenauswertung werden in zwei Gruppen aufgeteilt:

- Quantitative Kenngrößen: Ausfallraten und ihre Einflußgrößen, zeitliche Abhängigkeiten, Nichtverfügbarkeitszeiten;
- Qualitative Schadensmerkmale: Ausfallarten, Schadensursachen, Schadensorte, Ausfallwirkungen, Art der Fehlerentdeckung, Reparaturarten, Auswirkungen von Reparaturen auf die Verfügbarkeit.

Anhand eines Beispiels, dem eine im Jahre 1975 durchgeführte Entwurfsüberprüfung zugrundegelegt ist, soll die Fortentwicklung des Kenntnisstandes gezeigt werden. Das Beispiel bezieht sich auf die Niveaumessung am Reaktordruckbehälter eines Siedewasserreaktors. Es war nachzuprüfen, ob eine ausreichende Zuverlässigkeit bzw. Verfügbarkeit der Meßstelle erzielt wird. Bedeutsam wurde die Frage unter anderem dadurch, daß die Messung für mindestens einen Störfall einziges Anzeigekriterium war und deshalb erhöhte Anforderungen an die Erfüllung der einschlägigen Kriterien stellte.

Den Aufbau der Messung zeigt Bild 1. Es waren drei redundante Meßkanäle mit Vergleichsüberwachung vorgesehen. Wenn rein theoretisch nur selbstmeldende und unabhängige Fehler des Meßwertumformers unterstellt würden, dann reichte solch eine Lösung aus. Dies zeigt eine Zuverlässigkeitsanalyse, die Meßwertumformer, Vergleichs- und Grenzwertgeber beinhaltet. Die eingesetzten Ausfallraten waren der Literatur bzw. einer Baugruppenanalyse entnommen.

Die Fragen, die sich bei der Messung stellten, lauteten:

- Wie ist die Betriebserfahrung mit solchen Meßwertumformern, gibt es nichtselbstmeldende Fehler?
- Welche Einflüsse spielen eine Rolle?
- Welche Betriebsmittel tragen in welcher Weise und mit welchen Auswirkungen zum Ausfallverhalten bei?

Die uns vorliegende Betriebserfahrung war nicht übertragbar, weil sie sich auf Meßwertumformer eines anderen Herstellers bezog, die in einem konventionellen Kraftwerk eingesetzt waren und dort wegen technischer Mängel vorzeitig gegen Geräte eines anderen Herstellers ausgetauscht wurden. Aus der dort durchgeführten Datensammlung konnte aber bereits

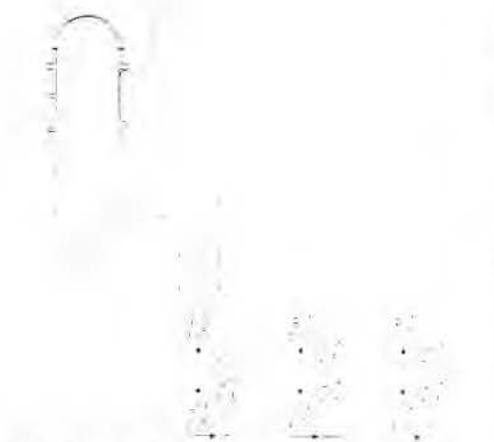


Bild 1: Prinzip der Füllstandsmessung

geschlossen werden, daß die Peripherie, bestehend aus Impulsleitungen und Armaturen, eine größere Rolle spielte. Aus den Schwierigkeiten mit der Wasserstandsmessung in der Abscheidefläche bei transienten Vorgängen war die Problematik der Niveaumessung beim Wasserdampfgemisch bekannt. Alle diese Punkte wurden in die Analyse aufgenommen und führten dazu, daß eine zweite Meßkanalgruppe installiert werden mußte, um die angestrebte Zuverlässigkeit zu erreichen. Wesentlich war dabei das Ausfallverhalten des Meßwertumformers in bezug auf unentdeckte und entdeckte Fehler und deren Ausfallraten. Belastbare Daten lagen dazu nicht vor. Eingesetzt wurden dann Daten aus Herstellerunterlagen, in denen davon ausgegangen wird, daß 80 % aller Reparaturen in der Herstellerwerkstatt durchgeführt werden. Diese Annahme kann nach unserem heutigen Kenntnisstand nicht bestätigt werden.

Im folgenden soll anhand einiger Ergebnisse der Auswertungen in der von uns durchgeführten Datensammlung im Kernkraftwerk Biblis gezeigt werden, inwieweit sich der Kenntnisstand heute in dieser Frage verbessert hat.

Ergebnisse der Datensammlung am Beispiel von linearen Differenzdruckmeßstellen

#### Quantitative Kenngrößen

In einem ersten Schritt wird getestet, ob die Gesamtpopulation in bezug auf ihr Ausfallverhalten hinreichend homogen ist oder ob die Population in Unterpopulationen zerfällt und welche Einflüsse dafür maßgebend sind. Dies ist deswegen wichtig, weil das Ergebnis einer solchen Untersuchung nur auf Meßstellen übertragen werden kann, die sich vergleichbar verhalten.

Kann man nun zeigen, daß das Ausfallverhalten nicht in erster Linie vom Typ der Komponenten, sondern wesentlich auch von anderen Merkmalen bestimmt wird, das heißt verschiedene Typen sich unter gleichen Bedingungen ähnlich verhalten, so ist die Übertragbarkeit gegeben. Man nennt diesen ersten Schritt der Ausfallratenauswertung Einflußgrößenermittlung, bei der mit statistischen Methoden geprüft wird, welche Einflüsse vorliegen.

In Bild 2 sind die Einflußgrößen für die Komponente „Niveaumessung mit linearem Differenzdruckmeßwertumformer“ als Summenhäufigkeit für das Auftreten von Ausfallraten vor Unterpopulationen eines Einflusses dargestellt. Ermittelt wurden die Einflüsse

- Herstellertyp,
- System, in das die Komponente eingebaut ist,
- Betriebsdruck,
- Betriebstemperatur.

Welchen Nutzen kann nun der Planer und Hersteller aus diesem Ergebnis ziehen?

Die Messung hat im Mittel eine Ausfallrate für die Ausfallart Totalausfall von  $16 \cdot 10^{-6}$  1/h. Der zuvor angenommene Wert lag bei  $1,5 \cdot 10^{-6}$  1/h. Der Unterschied von einer Zehnerpotenz zu dem zuvor erwähnten Herstellerwert ergibt sich offensichtlich daraus, daß nur ein kleiner Prozentsatz der Schäden im Herstellerwerk repariert wird.

Die Werte für verschiedene Typen von Meßwertumformern liegen in einer Bandbreite von  $5,3$  bis  $22 \cdot 10^{-6}$  1/h mit einem Mittelwert von  $8,8 \cdot 10^{-6}$  1/h, wenn man einen Typ, bei dem kein Ausfall beobachtet wurde, außer Betracht läßt. Da praktisch alle Typen von einem Hersteller sind, ist noch von Interesse, warum sie sich unterscheiden.

Die stärksten Unterschiede ergeben sich für die Einflußgröße „System“ mit einer Bandbreite von Faktor 18 zwischen Kleinst- und Größtwert. Daneben steigen die Ausfallraten mit den Einflußgrößen „Temperatur“ und „Druck“, die Faktoren zwischen Größt- und Kleinstwert sind hier 7 bzw. 4,4.

Daraus ist insgesamt der Schluß zu ziehen, daß für die Ausfallraten eine Abhängigkeit angenommen werden muß, die nicht nur aus statistischen Effekten herrührt, sondern ihre Ursache in technischen Gründen hat. Bei der Planung und Beurteilung von Meßstellen ist dieser Umstand und die Variation der Ergebnisse zu berücksichtigen.

Als weiteres wichtiges und zu berücksichtigendes Ergebnis ist in der Regel festzustellen, daß das Ausfallverhalten von Komponenten des gleichen Typs am gleichen Einbauort ähnlich ist, das heißt, die Streuung für den Einsatz an einem Einbauort ist klein. Somit ist vom Modell gekoppelter Ausfallraten für diese Voraussetzung auszugehen.

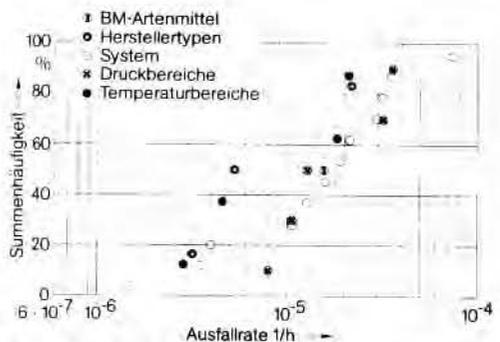


Bild 2: Einflußgrößen für die Komponente „Niveaumessung mit linearem Differenzdruck-Meßwertumformer“

### Qualitative Schadensmerkmale

Verteilung der Schäden auf die Betriebsmittel einer Messung

In Bild 3 sind die prozentualen Anteile der Betriebsmittel an den Totalausfällen der Messung angegeben. Etwa mit 46 % trägt der Meßwertumformer selbst bei und 38 % entfallen auf die Funktion der Impulsleitungen und deren Absperrungen. Die restlichen Schäden sind an Bausteinen in der Meßwertverarbeitung aufgetreten.

### Ausfallarten

Im Bild 4 sind die Anteile der aufgetretenen Ausfallarten an der Zahl der Schäden dargestellt. Bei der Diskussion der Ausfallraten war die Ausfallart „Totalausfall“ zugrunde gelegt, die sich aus der Summe der Ausfallarten „Ausgangsspannung Null“, „voll“, „beliebig“ und „Instabilität, Aussetzer“ in dem hier gezeigten Bild ergibt. Auffällig ist der höhere Anteil an Ausfallarten „Ausgangsspannung Null“ und „beliebig“ im Gegensatz zu „Ausgangsspannung voll“. „Ausgangsspannung beliebig“ bedeutet in diesem Zusammenhang, daß der gemessene Wert und der angezeigte Wert keinen echten Zusammenhang mehr haben. Speziell diese Ausfallart hat für das zuvor beschriebene Beispiel besondere Bedeutung, weil dieser Ausfall über die Vergleiche nicht entdeckt wird, wenn das Niveau etwa konstant bleibt, was bei unverändertem Lastzustand der Fall ist.

Den größten Einzelanteil an den Ausfallarten hat die Kennendrifting. Hier ist natürlich nur Drift über die Spezifikationsklasse hinaus gemeint.

### Fehlerentdeckungsarten

Für Analysen im Rahmen der Planung ist häufig von entscheidender Bedeutung, welcher Anteil der Ausfälle bzw. Schäden bei welchem Anlaß erkannt wird. In Bild 5 ist die Verteilung der Schäden auf die Entdeckungsarten dargestellt. Ein maßgeblicher Anteil der Schäden wird bei der Begehung (38,7 %), über die Meldeanlage (8,3 %) und durch die laufende Betriebsüberwachung (33,7 %) bemerkt. Hieran erkennt man die Wichtigkeit und den Erfolg der Operateure bei der Fehlerentdeckung. Es verbleibt aber ein Anteil an Schäden von etwa 15 %, der nur bei Prüfung, Inspektion und Systemanforderung entdeckt wurde.

Die weiteren, eingangs genannten Schadensmerkmale werden in diesem Beitrag nicht behandelt, weil dies den Umfang überschreiten würde.

Der Nutzen der Ergebnisse zu den hier gezeigten Schadensmerkmalen kann wie folgt zusammengefaßt werden: Durch die Kenntnisse der Schadensmerkmale, auch quantitativ, kann eine sichere Auslegung erfolgen, die viel stärker am tatsächlichen Ausfallverhalten orientiert ist. Zum Beispiel können durch Kenntnisse der Ausfallarten, durch Auswahl von günstigen Konstruktionen und Planung von Maßnahmen zur Vorbeugung wichtige Anteile gesenkt werden. Aus Reparaturart und -dauer können Hinweise für den Einbau von Einrichtungen zur Erleichterung der Reparaturen oder für Maßnahmen zur Vermeidung von Arbeiten unter Strahleneinwirkung resultieren.

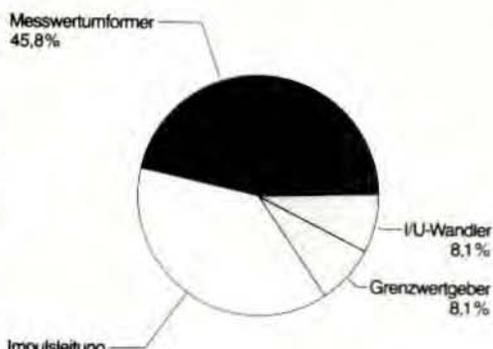
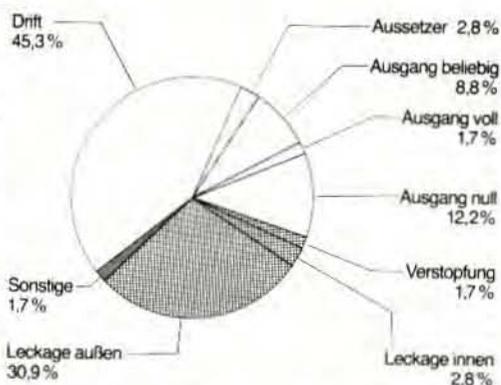


Bild 3: Prozentuale Anteile der Betriebsmittel an den Totalausfällen der Messung



Die Prozentzahlen beziehen sich auf die Zahl der aufgetretenen Schäden

□ Totalausfälle  
▨ Sekundärfunktionen

Bild 4: Anteile der aufgetretenen Ausfallarten

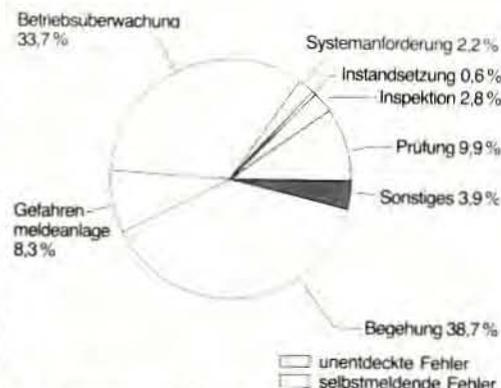


Bild 5: Verteilung der Fehlerentdeckungsarten

□ unentdeckte Fehler  
▨ selbstmeldende Fehler

## Nutzen für den Betrieb

Für den Betrieb sind die folgenden Arbeitspunkte wichtig:

- Finden von Schadenshäufungen,
- Qualitätssicherung und Optimierung,
- Instandhaltungs- und Prüfstrategie.

Hierzu sollen auch Beispiele genannt werden, wobei auf die zuvor dargestellten Ergebnisse zurückgegriffen wird.

### Finden von Schadenshäufungen

Im Rahmen der Erfassung wurden bei der Datensammlung die Instandhaltungsaufträge satzverschlüsselt. Diese Satzverschlüsselung wurde mit den zuständigen Ingenieuren durchgesprochen, insbesondere auch die Auswirkungen des Einzelschadens auf die Funktion des Betriebsmittels, der Komponente und höherer Stufen der Funktionshierarchie. Außerdem waren die Schäden systemweise sortiert. In einer Reihe von Fällen wurden Schadenshäufungen entdeckt, untersucht und daraus Konsequenzen gezogen. In einem Fall zum Beispiel waren Drehmomente der Stellantriebe von zwei Armaturen zu hoch festgelegt, wodurch Armaturenspindeln, Spindelmutter und der Stellantrieb beschädigt wurden. Die Häufigkeit der Schäden war vorher noch nicht aufgefallen, weil die Fälle in verschiedenen Werkstätten und von Mitarbeitern unterschiedlicher Fachrichtungen bearbeitet worden waren.

Dasselbe gilt für einen anderen Fall, als mehrfach in kurzem Abstand eine Pumpe ausfiel und es sogar zu einem Doppelausfall kam. Die Schaltung der Ansteuerung wurde daraufhin geändert.

### Qualitätssicherung und Optimierung

Zu diesem Punkt soll ein Beispiel aufgezeigt werden. Bei der Ermittlung von Betriebsverfahren für die Risikostudie wurden auch die Instandhaltungsvorgänge an den Notstromdieseln in bezug auf ihre Auswirkungen auf die Verfügbarkeit untersucht. Dabei stellte sich heraus, daß Driftausfälle eines Temperaturwächertyps zum einen häufig auftraten und zum anderen für ihre Einstellung eine Nichtverfügbarkeit des Gesamtaggregates zur Folge hatte. Für den Ausbau mußte das Kühlwasser des Diesels abgelassen werden. Die Ursache für die Ausfälle lag wahrscheinlich in den erheblichen Erschütterungen im Dieselbetrieb, denen die Wächter auf Dauer nicht gewachsen waren. Weiterhin traten häufiger kleine Leckagen auf, die den Dieselbetrieb zwar nicht beeinträchtigten, aber zur Behebung ebenfalls eine Freischaltung erforderten. Die Summe der Nichtverfügbarkeiten durch Reparatur zur Behebung der Schäden lieferte einen nennenswerten Beitrag zur Nichtverfügbarkeit bei Startanforderung.

Es wurden die folgenden Konsequenzen gezogen: Die Temperaturüberwachung mit Wächtern wurde ersetzt durch eine kontinuierliche Messung mit Grenzwertgebern, die wie die Betriebsverfahren zeigen, deutlich zuverlässiger ist und die besser auf Drift überwacht werden kann, insbesondere auch im Stillstand. Hier trifft die günstige Rate für Fehlerentdeckung im Betrieb durch den Operateur zu, die im vorhergehenden Beispiel gezeigt wurde. Eine Einstellung und Prüfung kann ohne Beeinträchtigung der Dieselverfügbarkeit vorgenommen werden. Freischaltungen eines Diesels werden wegen Reparaturen, die nicht zwingend sind, nicht mehr vorgenommen. Solche Schadenfälle werden zusammengefaßt repariert, wenn Revisionen fällig sind oder Stillstände aus anderen zwingenden Gründen eintreten.

Wir halten diesen Vorgang für eine Maßnahme zur Qualitätssicherung im Betrieb, weil durch die Auswertung der Betriebsverfahren Korrekturen erfolgten, die sicherstellen, daß die geplante Zuverlässigkeit auch erreicht oder sogar verbessert wird. Dabei geht es in der Regel nicht um spektakuläre Schwachstellen, die mehr ein Feld der Auswertung der besonderen Vorkommnisse sind und die ohne jeden Zweifel auch ohne große Systematik erkannt werden. Die Nutzung der Betriebsdaten soll systematisch erkennen helfen, daß die Schadens- oder Ausfallrate das erwartete Maß nicht wesentlich überschreitet. Bei der Vielzahl von unterschiedlichen Komponenten und Schäden ist der Überblick ohne Systematisierung nur schwer zu behalten, das heißt, weniger deutliche Abweichungen werden durch Zufall erkannt.

### Instandhaltungs- und Prüfstrategie

Im Rahmen unserer Untersuchungen kam vom Betreiber der Wunsch, zu prüfen, ob die besondere Wartung, die er an einer Reihe sicherheitstechnisch wichtiger Meßstellen mit einigem Aufwand vornimmt, wirklich eine Verbesserung bringt. In Tafel 1 sind die Ergebnisse für verschiedene Ausfallarten und die drei Meßarten „Messung mit Rohrfeder“, „Differenzdruckgeber linear“ und „Differenzdruckgeber radizierend“ dargestellt. Die Meßstellen wurden in die drei Gruppen

- ohne besondere Wartung,
- mit besonderer Wartung,
- Reaktorschutzmeßstellen

aufgeteilt, wobei letztere eine ähnliche Wartung erfährt wie die Meßstellen mit besonderer Wartung.

Bei den Messungen mit Rohrfeder ist für die Ausfallart „Totalausfälle“ nur eine leichte Verbesserung festzustellen, die aber nicht signifikant ist, während für „Kenndatendrift“ erhebliche Unterschiede beobachtet wurden. Die Reaktorschutzmeßstellen sind um den Faktor 3 besser als Meßstellen ohne Wartung, während bei Meßstellen mit besonderer Wartung eine Verschlechterung um den Faktor 3,5 gegenüber solchen ohne Wartung eintritt. Leckagen treten leicht erhöht auf. Bei linearen Differenzdruckmessungen fallen sowohl für „Totalausfall“ als auch für „Kenndatendrift“ Messungen mit besonderer Wartung deutlich häufiger aus, während für Reaktorschutzmeßstellen deutlich geringere Werte ermittelt wurden. Bei den Leckagen ist hier eine sinkende Tendenz zu beobachten. Die Messungen mit radizierenden Druckmeßumformern haben für die Ausfallart „Totalausfall“ nur geringfügige Ver-

Tafel 1: Einfluß von Wartungsmaßnahmen

$\alpha \cdot 10^{-6} / h$	Rohrfeder			Differenzdruck linear			Differenzdruck radizierend		
ohne besondere Wartung	8,5	8,3	6,4	14,6	20,7	21,7	23,3	15,5	9,4
Besondere Wartung	7,8	28,9	10,4	27,4	50,6	17,4	14,3	27,6	23,9
Reaktorschutz	5,3	2,7	8,6	2,1	4,2	2,1	18,8	13,3	31,8

Totalausfälle  
 Kenndatendrift  
 Leckage  
 Totalausfälle  
 Kenndatendrift  
 Leckage  
 Totalausfälle  
 Kenndatendrift  
 Leckage

Tafel 2: Zeitliche Entwicklung bei eigenmediumgesteuerten Armaturen

	bis 1974	1975/76	1977/78	1979/80
Zahl der Funktionsprüfungen	106	89	149	235
Funktion einwandfrei	18,9 %	34,8 %	42,3 %	53,6 %
öffnet nicht (Ausfall Hauptventil)	2,8 %	1,1 %	0,7 %	—
öffnet nicht (Ausfall Steuerung)	7,5 %	4,5 %	1,3 %	0,4 %
schließt nicht (Ausfall Hauptventil)	0,9 %	1,1 %	0,7 %	—
schließt nicht (Ausfall Steuerung)	0,6 %	4,5 %	4,7 %	3,0 %

te mit Wartung. Bei Driftausfällen ist nur die Gruppe mit besonderer Wartung um den Faktor 2 schlechter. Die Leckageausfälle steigen erheblich an.

Zusammenfassend ist eine teilweise sehr unterschiedliche Wirkung der Wartungsmaßnahmen festzustellen. Bei dieser Wertung kann man es natürlich nicht bewenden lassen, sondern durch weitere Analysen, vor allem der Ursachen, müssen die Ergebnisse verifiziert werden.

Ein weiteres Beispiel zur Prüfstrategie sind die Untersuchungen über Zuverlässigkeit von gesteuerten Druckabsicherungen, die die GRS in Zusammenarbeit mit dem Rheinisch-Westfälischen TÜV und dem TÜV Rheinland durchgeführt hat und die weiter fortgesetzt werden [3].

Die Ergebnisse von Prüfungen, die an gesteuerten Sicherheitsventilen mit registrierendem Gerät durchgeführt wurden, werden erfaßt und ausgewertet. Neben den statistischen Aussagen wurde auch darauf Wert gelegt, ob die Einrichtungen und ihre Prüfungen noch zu verbessern sind.

Die Auswertungen zeigen, daß die Einführung der Prüfungen mit Diagnosecharakter zu wesentlichen Verbesserungen der Gesamteinrichtungen geführt hat. Insbesondere gilt dies für die eigenmediumgesteuerten Armaturen, die heute um einen Faktor von etwa 7 bis 10 kleinere Ausfallwahrscheinlichkeiten in Öffnungsrichtung haben (Tafel 2). Dies wurde dadurch erreicht, daß die Dynamik und die Reservestellkräfte am Kolben des Hauptventils genau verfolgt werden können, wenn die Steuerdruck- und Hubverläufe mit ausreichender Zeitaufösung gemessen werden. Als weitere Konsequenz mußten nach den in letzter Zeit aufgetretenen Ausfällen bzw. Störungen auch weitere Anforderungen, die sich speziell auf die Stellkraftreserven von Steuerventilen und deren Prüfung richten, gestellt werden.

### Zusammenfassende Bewertung

Die aufgezeigten Beispiele zeigen, daß der Wissensstand über das Betriebsverhalten von Komponenten und Systemen durch Nutzung der Betriebsdatenaufschreibung eindeutig verbessert wird. Eine zu wesentlichen Teilen aufgrund technischer Unterschiede sich ergebende Bandbreite an quantitativen Ergebnissen muß bei der Planung berücksichtigt werden. Durch die Kenntnis von Einflußgrößen und Ursachen der Schadensentwicklungen kann eine entsprechende Planung vorgenommen werden. Da sich Typen unter gleichen Randbedingungen ähnlich verhalten, das heißt in der Größe

ihrer Ausfallraten gekoppelt sind, wirken sich bei den meist redundanten Systemaufbauten Abweichungen im Ausfallverhalten bei den Schlüsselkomponenten nahezu quadratisch oder noch höherwertiger aus. Eine Abweichung in der Ausfallrate um den Faktor 3 von der Norm bedeutet also bei quadratischer Abhängigkeit eine Erhöhung der Nichtverfügbarkeit des Systems um den Faktor 10. Nun bleiben zwei Möglichkeiten, solche Probleme zu lösen:

Die eine besteht darin, mit den ungünstigen höheren Werten ein System zu planen und gegebenenfalls die Redundanz zu erhöhen. Wie man weiß, kann dies sehr kostenintensiv sein.

Die zweite Möglichkeit ist, konsequent auf die Nutzung von Betriebsdaten zu setzen. Dabei würde unter Nutzung der Kenntnisse des Ausfallverhaltens eine entsprechende Konstruktion und Qualität ausgewählt und dafür ein bester Mittelwert in die Berechnung der Zuverlässigkeit bzw. Verfügbarkeit eingesetzt. Die Einhaltung des Wertes muß dann beim Betrieb durch Nutzung der Betriebsdaten für Auswertungen überprüft werden, das heißt, die Qualität der eingebauten Teile muß im Betrieb gesichert werden.

Diese Aussage gilt auch für die Festsetzung von Prüfungen und für vorbeugende Instandhaltungen im Betrieb. Durch Prüfungen kann man keinen Schaden vermeiden, sondern nur entdecken, aber es besteht die Gefahr einer zusätzlichen Schadensverursachung, wie die Auswirkungen der Wartungsmaßnahmen zeigen. Die Planung des Umfangs und der Häufigkeit kann man durch ständige Nutzung der Betriebsdaten sinnvoll verbessern, und dadurch können auch Entlastungen im Betrieb erzielt werden.

Für den Betrieb kann durch die Prüfung der Effektivität von Instandhaltungsmaßnahmen die Instandhaltungsstrategie verbessert werden. Damit können auch Kosten gesenkt werden bei gleichzeitiger Steigerung der Sicherheit durch Senkung der Ausfälle von Komponenten bzw. deren Nichtverfügbarkeit durch schadensbedingte oder vorbeugende Instandhaltung.

### Erfahrungen mit der Organisation der Betriebsdatenerfassung

Bei der Durchführung der Vorhaben wurden auch vielfältige Erfahrungen mit der arbeitstechnischen Abwicklung gesammelt. Hieraus werden im folgenden einige für die Fortsetzung der Arbeiten wesentliche Gesichtspunkte angeführt.

Es hat sich gezeigt, daß die Erfassung und Aufbereitung von Betriebsdaten in die Einzelorganisation des Betriebes eingebunden sein muß. Zur Überwachung und Abwicklung ist eine zentrale Stelle innerhalb des Betriebes zweckmäßig, um einheitliche Daten und Aussagen zu erhalten. Darüber hinaus ist auch eine überbetriebliche Auswertung zweckmäßig. Ihr Nutzen wird in folgendem gesehen:

- In vielen Fällen kommt eine genügende Datenbasis nur durch Pooling der Daten zustande. So konnte die Erfahrung mit gesteuerten Sicherheitsventilen nur aus vielen Anlagen gewonnen werden.
- Durch Verbreiterung der Datenbasis kommt ein schneller Datenrückfluß zustande. Außerdem lassen sich durch Vergleiche eher Ursachen für Schadenshäufungen separieren. Insbesondere Ursachen, die in Betriebsweisen und Instandhaltungsarten liegen, können sicherer gefunden werden.

- Für die Auswertung und die Erfassung sind „Werkzeuge“, Methoden und Erfahrungen notwendig, die nicht zwangsläufig mit hohem Aufwand durch jeden Betrieb neu entwickelt werden müssen. Bei der GRS liegen aus den bisherigen Datensammlungen entsprechende Erfahrungen, Systeme und Software vor, die genutzt werden können [4].

Durch sinnvolle Abgrenzung von dezentraler und zentraler Auswertung von Betriebsdaten läßt sich also der Nutzen steigern bei gleichzeitiger Senkung der Kosten gegenüber dezentralen Lösungen.

## Diskussion

W. G. Kleppmann (TUV-Stuttgart):

In Abbildung 2 haben Sie gezeigt, daß die Ausfallrate einzelner Komponenten stark vom System abhängt, in dem die Komponente eingesetzt wird. Dazu habe ich die Frage, wie Sie aufgrund der Auswertung der Erfahrungen in nur einem Kernkraftwerk feststellen konnten, daß die Einflußgröße wirklich das System war und nicht der spezielle Komponententyp in seiner speziellen Umgebung. Daraus ergibt sich dann die Frage nach der Übertragbarkeit der Daten von einem Kernkraftwerk auf andere.

P. Hömke (GRS):

Bei Verwendung von Daten unterschiedlicher Quellen stellt sich immer die Frage nach der Übertragbarkeit auf den Anwendungsfall, für den gerade eine Analyse durchgeführt wird. Diese Frage ist in jedem Einzelfall genau zu prüfen. Die Bewertung der in Abbildung 2 gezeigten Ergebnisse gilt natürlich strenggenommen zunächst nur für die im Kernkraftwerk Biblis B eingebauten Druckmeßstellen. Wir haben, wie vorher dargestellt, eine weitaus größere Anzahl von Merkmalen auf ihren Einfluß hin überprüft. Die Abhängigkeit der Ergebnisse ist zwar für einen bestimmten Herstellertyp vorhanden, aber bei weitem nicht so dominant wie der Einfluß des Systems. Dieser beruht weitgehend auf dem gekoppelten ungünstigen Einfluß von hoher Betriebstemperatur und hohem Betriebsdruck, die beide zusammen in einem System vorgegeben sind. Daß es sich hier um den Einfluß eines speziellen Komponententyps in seiner speziellen Umgebung handelt, möchten wir weitgehend verneinen. Solche Effekte können bei der Beobachtung in einem Kraftwerk nicht verfolgt und damit auch nicht ausgeschlossen werden. Aus diesem Grunde schlagen wir die Erfassung von Daten aus mehreren Anlagen vor.

Schrifttum

- [1] Hömke, P., H.W. Krause und C. Versteegen (GRS), B. Hammel und H. Löffler (RWE): Zuverlässigkeitskenngrößenermittlung im Kernkraftwerk Biblis-B, GRS-A-532 (Oktober 1979)
- [2] Hömke, P., C. Versteegen u.a.: Zuverlässigkeitskenngrößenermittlung im Kernkraftwerk Biblis-B; Ausfallraten und ihre Einflußgrößen - Auswertung für Armaturen, Stelleinrichtungsgelände, Pumpen, Elektromotoren - GRS-A-744 (September 1982)
- [3] Mai, E. (TUV Rheinland), W. Bung (RW-TUV), P. Hömke (GRS) u.a.: Untersuchung der Zuverlässigkeit von Druckabsicherungen in Kernkraftwerken  
BM Forschungsvorhaben RS 1 1 5 10321/245 5 R214
- [4] Meinschmidt, G., und R. Schwaiger: Ein Informationssystem zur Ermittlung von Zuverlässigkeitskenngrößen im Kernkraftwerk Biblis-B; GRS-A-560 (Februar 1981)

Der Detaillierungsgrad von Ergebnissen, so wie sie hier vorgestellt wurden, repräsentiert unseren besten Kenntnisstand und ist anderen Datenquellen nicht zu entnehmen.

Die Übertragbarkeit dieser Ergebnisse wird von uns im allgemeinen günstiger eingeschätzt als die anderen Quellen, weil sich deutsche Anlagen untereinander in ihrer Technik weniger unterscheiden als deutsche und ausländische Anlagen.

P. Kafka (GRS):

Der Nutzen für die Auswertung von Betriebserfahrungen wurde sehr deutlich herausgestellt. Dazu noch eine Ergänzung: Es ist auch ein großer Nutzen für nachgeschaltete Analysen zu sehen. Hier sei als Beispiel die Risikoorientierte Analyse zum SNR-300 genannt. Die Entscheidung der Bundesregierung zum Weiterbau des SNR stützte sich auf die positive Empfehlung der Enquete-Kommission und diese wiederum auf die erwähnte Studie. Solche Studien sind undenkbar ohne Auswertung der Betriebserfahrung auch im Hinblick auf Zuverlässigkeitskenngrößen. Dies ist dann auch ein großer Nutzen für die Kerntechnik insgesamt.

P. Hömke (GRS):

Es lag nicht in unserer Absicht, in dem Vortrag nur den Nutzen für den Betrieb herauszustellen. Darum wurde im ersten Teil des Vortrages auch deutlich gemacht, daß die Auswertung der Betriebsdaten eine erhebliche Verbesserung des Kenntnisstandes für die Planung bringt und damit natürlich auch Grundlage für Risikoanalysen sein kann. Ihrer Feststellung, daß hierin ein erheblicher Nutzen der Betriebsdatenauswertung liegt, können wir daher nur beipflichten.

# Optimierung des Strahlenschutzes am Beispiel tätigkeitsbezogener Dosen

Von W. Müller<sup>1)</sup>

## Kurzfassung

Am Beispiel der tätigkeitsbezogenen Dosen bei wiederkehrenden Arbeiten am Dampferzeuger wird aufgezeigt, welche Faktoren die Höhe der Strahlenbelastung in Kernkraftwerken bestimmen haben und in welcher Weise dosiserhöhenden Einflüssen entgegengewirkt wurde.

Als primäre Einflußfaktoren lassen sich neben der Höhe der Ortsdosisleistung am Arbeitsplatz der Prüfumfang und das Auftreten von Schäden an Dampferzeugerheizrohren nachweisen. Der erhöhte Strahlenpegel ist ein charakteristisches Phänomen für alle Arbeiten am Primärkreis. Einwirkungsmöglichkeiten zur Senkung der Ortsdosisleistung wurden hier schon früh erkannt und erprobt. Sie konzentrierten sich auf die Kühlmittelchemie.

Ein gesteigerter Prüfumfang als dosisbeeinflussende Größe macht sich vor allem bei der Ultraschall (US)/Magnetpulver (MP)-Prüfung der Dampferzeuger bemerkbar. Hier wurde der Ausweg in der Reduzierung der vorbereitenden Arbeiten und in der Automatisierung gesucht und – wie die Zahlen zeigen – auch gefunden.

Schäden durch Korrosion an den Dampferzeugerheizrohren sind wohl der massivste Einflußfaktor. Sie erhöhen die Strahlenbelastung durch

- erforderliche Reparaturarbeiten,
- häufigere und umfangreichere Wiederkehrende Prüfungen,
- die wachsende Zahl von Heizrohren, die für Untersuchungszwecke gezogen werden,
- zusätzliche Maßnahmen zur Einschränkung der Korrosionserscheinungen.

Gegenmaßnahmen waren hier vor allem der Wechsel des Heizrohrwerkstoffs, Verfahrensverbesserungen bei den Reparaturen und Prüfungen sowie – langfristig – konstruktive Änderungen an neuen Dampferzeugern.

Allen Arbeiten gemeinsam ist eine Dosisreduktion durch wachsende Erfahrung und Training, was sich insbesondere an der Wirbelstromprüfung der Heizrohre deutlich sichtbar machen läßt.

Das Ergebnis all dieser Aktivitäten ist zwar keine Optimierung im strengen Sinne der Internationalen Strahlenschutzkommission (ICRP). Doch hat bereits sehr früh entsprechend dem zunehmenden Wissen eine stetige Verringerung der tätigkeitsbezogenen Dosen stattgefunden. Für die Zukunft bleibt als Aufgabe eine intensivere Diskussion der dosisauslösenden Momente, um dem Ziel der Ausgewogenheit der Schutzmaßnahmen noch näherzukommen.

<sup>1)</sup> Dipl.-Ing. Wolfgang Müller ist technisch-wissenschaftlicher Mitarbeiter bei der Gesellschaft für Reaktorsicherheit (GRS) mbH, Köln.

## Abstract

By the example of job related doses for recurrent works at nuclear steam generators it is demonstrated, what factors have dominated the radiation exposures in nuclear power plants and how dose increasing effects were counteracted.

As primary influencing factors, beside the dose rate in the working place, the extent of inspections and the occurrence of defects at steam generator tubes can be shown. The elevated radiation level is characteristic for all work at the primary circuit. Possibilities for reducing the dose rate have been recognized and realized rather early. They were concentrated on coolant chemistry.

An increasing extent of inspection as dose influencing parameter can be noticed especially for the ultrasonic/surface inspection of the steam generators. A solution was sought and – as the results show – found in the reduction of preparation work and in automatization.

Defects by corrosion at the steam generator tubes are presumably the strongest influencing factor. They rise the radiation exposure by

- the necessary repair works,
- more frequent and more extensive recurrent inspections,
- the increasing number of tubes, that are removed for investigations,
- the additional measures for the reduction of corrosion.

Counter-measures were here especially the change of the tube material, improvement of methods for repairs and inspections as well as in the long term constructive changes at new steam generators.

All works have in common a dose reduction by increasing experience and training, what can be clearly shown especially for the eddy current test of tubes.

The results of all these activities is not an optimization in the strict sense of the ICRP. But corresponding to the increasing knowledge, very early a steady reduction of job related doses has taken place. In future the task of more intensive discussion of the dose producing effects remains, in order to further approach the goal of balanced protective measures.

## Einleitung

Seitdem die Internationale Strahlenschutzkommission (ICRP) in ihren Stockholmer Empfehlungen [1] die „Optimierung“ als einen Strahlenschutzgrundsatz deklarierte, ist dieses Wort zu einem der am häufigsten genannten Begriffe dieses Fachgebietes avanciert. Leider wachsen mit der Häufigkeit des Gebrauchs dieses Begriffes auch die Schwierigkeiten bei seiner Anwendung, da die Interpretations- und Realisierungsmöglichkeiten äußerst vielfältig sind. Es soll daher an dieser Stelle den zahlreich vorhandenen Interpretationen keine neue

hinzugefügt werden. Vielmehr wird dargestellt, ob und wie Optimierung in der Praxis einer kerntechnischen Anlage in der Bundesrepublik Deutschland verwirklicht wird.

Dies kann sicherlich nicht in Form eines mathematisch exakten Nachweises geschehen. Aber es kann anhand einer Analyse der aufgetretenen Strahlenexpositionen in verschiedenen Anlagen beispielhaft abgeleitet werden, wie man sich dem Ziel der Optimierung genähert hat. Hierfür bietet sich vor allem die Auswertung tätigkeitsbezogener Dosiswerte an, da sie den unmittelbaren Zugang zur Ursache der Strahlenexposition ermöglicht.

Im folgenden soll eine solche Auswertung am Beispiel der Komponente vorgenommen werden, die im langjährigen Mittel bundesdeutscher Druckwasserreaktoren mit etwa 20 % den größten Beitrag zur Jahreskollektivdosis verursacht: der Dampferzeuger. Dabei wird zu prüfen sein, welche Faktoren die Strahlenbelastung des betroffenen Personals bestimmen haben und in welcher Weise dosis erhöhenden Einflüssen entgegen gewirkt wurde. Die Summe der dabei zutage tretenden Ergebnisse kann anhand plausibler Überlegungen ein Urteil darüber ermöglichen, in welchem Maße die Aktivitäten in einem Kernkraftwerk einem Optimierungsprinzip unterliegen. Voraussetzung dafür ist die Erfassung und Dokumentation solcher Erfahrungswerte. Hier bleiben in bezug auf Systematik und Einheitlichkeit zwar noch einige Wünsche offen, dennoch reicht das vorhandene Datenmaterial zur Ableitung einiger grundsätzlicher Aussagen aus.

#### Wiederkehrende Arbeiten am Dampferzeuger

Um zunächst einen Eindruck von der Art der Tätigkeiten am Dampferzeuger zu geben, sollen sie zunächst kurz erläutert werden (Bild 1).

Mit den übrigen Primärkreis-komponenten gemeinsam hat der Dampferzeuger die Volumen- und Oberflächenprüfungen des Mantels. Sie werden im allgemeinen in einem vierjährigen Rhythmus durchgeführt, so daß in einer Vier-Loop-Anlage in der Regel jährlich ein Dampferzeuger geprüft wird. Allerdings

werden auch Prüfprogramme praktiziert, bei denen jährlich ein Teil der Prüfungen an allen Dampferzeugern vorgenommen wird. Bei den später angegebenen tätigkeitsbezogenen Dosen werden neben der eigentlichen Prüfung auch die vor- und nachbereitenden Arbeiten berücksichtigt. Dazu gehören in diesem Fall vor allem Gerüstbau, Isolierarbeiten und die Vorbeileitung der Schweißnähte. Die zweite ähnlich aufwendige wiederkehrende Arbeit ist die für den Dampferzeuger typische Wirbelstromprüfung der Dampferzeugerheizrohre. Auch sie soll gemäß den einschlägigen Regeln [2] im vierjährigen Rhythmus durchgeführt werden. Die Prüfung erfolgt nach Einsetzen des Prüfgerätes weitgehend fernbedient und wird durch Kameras überwacht. Nebenarbeiten, die bei den Dosisangaben berücksichtigt wurden, sind neben dem Öffnen und Schließen der Primärkammer unter anderem das Reinigen/Dekontaminieren der Kammer, das Einsetzen der Loop-verschlüsse sowie der Ein- und Ausbau des Prüfmanipulators.

Als Folge von Wandstärkenschwächungen und Leckagen an einzelnen Heizrohren wurden in den hiervon betroffenen Anlagen Reparaturarbeiten notwendig. Diese Arbeiten treten naturgemäß nicht mit gleichbleibendem Umfang und konstanter Frequenz auf. Doch können sie nach derzeitigem Erfahrungsstand aufgrund ihrer Häufigkeit zu den wiederkehrenden Arbeiten gerechnet werden. Die Heizrohre, deren Wanddicke einen bestimmten Sollwert unterschreiten sollte oder bei denen eine Leckage aufgetreten ist, werden durch Stopfen verschlossen. Wenn die dabei auftretende Dosis im folgenden ohne Nebenarbeiten angegeben wird, schließt sie allerdings die eigentlichen Arbeiten zum Dichtsetzen mit ein (Markieren, Stopfen setzen, Kalibrieren, Reinigen usw.).

Zur Einschränkung der Heizrohrschäden wird unter anderem in allen DWR-Anlagen der Dampferzeugerrohrboden auf der Sekundärseite von abgelagerten Feststoffen gereinigt. Diese Ablagerungen stellen eine der Hauptursachen für Korrosionserscheinungen dar, die zu Wandstärkenschwächungen und letztlich zu Heizrohrleckagen führen können. Der Rohrboden wird fernbedient über Handlöcher auf der Sekundärseite des Dampferzeugers gereinigt.

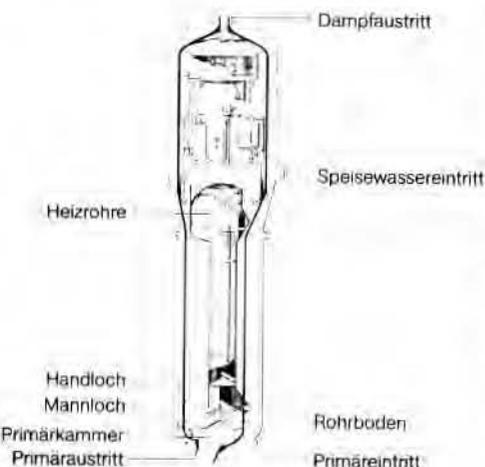


Bild 1: Dampferzeuger eines Druckwasserreaktors.

#### Analyse der Einflußfaktoren

##### Allgemeine Einflußfaktoren

Unabhängig von der Art der Arbeit stellt natürlich die Ortsdosisleistung am Arbeitsplatz eine der primären Einflußgrößen dar. Sie wird dominiert von abgelagerten aktivierten Korrosionsprodukten wie Kobalt 58, Kobalt 60, Chrom 51 usw. Schon sehr früh wurde die Bedeutung dieses Faktors erkannt. In der ersten kommerziellen deutschen DWR-Anlage, im Kernkraftwerk Obrigheim (KW0), wurde kurze Zeit nach Aufnahme des Leistungsbetriebes eine rasche Steigerung der Ortsdosisleistung am Primärkreis registriert.

Erste Gegenmaßnahmen waren die pH-Wert-Kontrolle des Primärkühlmittels durch Zudosierung von Lithiumhydroxid (1971) und die Reduktion des Sauerstoffgehalts durch Zugabe von Wasserstoff (1972). Beide Maßnahmen wirkten korrosionshemmend und führten nicht nur zum Stop des Anstieges, sondern sogar zu einer merklichen Reduktion der Ortsdosisleistung (Bild 2).

Im weiteren wurde diese Tendenz durch zusätzlich installierte Feststofffilter in der Kühlmittelreinigung unterstützt. Damit wurde neben der Ortsdosisleistung auch die Luftkontamination am Arbeitsplatz reduziert. Dadurch konnte neben der

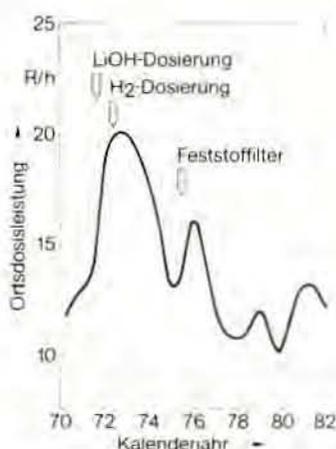


Bild 2: Mittlere Ortsdosisleistung in den Eintrittskammern der Dampferzeuger im Kernkraftwerk Obrigheim

Strahlenexposition durch äußere Bestrahlung auch die durch Inkorporation radioaktiver Stoffe gesenkt werden [3].

Die beschriebenen Gegenmaßnahmen wurden bei neueren Anlagen bereits vor Betriebsbeginn realisiert und führten dadurch zu entsprechend günstigeren Voraussetzungen. Weitere Anstrengungen zur Reduktion der Ortsdosisleistungen konzentrieren sich in den letzten Jahren auf zwei Bereiche:

- Zum einen wird versucht, die chemischen Vorgänge, die zur Entstehung und Ablagerung aktivierter Korrosionsprodukte führen, quantitativ zu beschreiben. Das Ziel dieser Arbeiten ist, mit Hilfe des besseren Verständnisses der Einflußfaktoren eine optimale Einstellung der Kühlmittelchemie und damit eine Reduktion der Ortsdosisleistung zu erreichen. Erste Ergebnisse wurden bereits veröffentlicht [4]. Sie bestätigen, daß die derzeitige chemische Fahrweise dem gesteckten Ziel bereits sehr nahekommt.
- Die zweite Stoßrichtung gilt den eingesetzten Werkstoffen. Da sich in verschiedenen Anlagen Probleme trotz gut kontrollierter chemischer Fahrweise ergaben, tritt hier die Identifikation der möglichen Freisetzungquelle in den Vordergrund. Ergebnis dieser Untersuchungen ist bislang, daß neben einer möglichst niedrigen Spezifikation des Kobaltgehaltes aller eingesetzten Werkstoffe, wo immer möglich, auf leicht aktivierbare Materialien (Stellit, Antimon) gänzlich verzichtet werden sollte [4, 5, 6].

Im Ergebnis bleibt festzuhalten, daß die vorliegenden Kenntnisse über den Aufbau der Ortsdosisleistung frühzeitig umgesetzt wurden. Allerdings zeigt die Vielzahl der laufenden Forschungsvorhaben, daß in diesem Bereich noch ein erhebliches Reduktionspotential bezüglich der Strahlenbelastungen gesehen wird.

#### Arbeitsspezifische Einflußfaktoren

Wie wirkt sich nun die Ortsdosisleistung auf die Strahlenbelastung des Personals aus und welche arbeitsspezifischen Einflußfaktoren treten als bestimmende Größen hinzu? Diese

Fragen sollen im folgenden anhand der tätigkeitsbezogenen Dosen bei den obengenannten Arbeiten näher untersucht werden:

#### US/MP-Prüfung des Dampferzeugers

Die ersten wiederkehrenden Ultraschall (US)- und Magnetpulver (MP)-Prüfungen eines Dampferzeugers erfolgten Anfang der 70er Jahre weniger als 10 manrem. Für die Wiederkehrende Prüfung einer ganzen Primärkreisschleife (Loop) wurden 1971 zum Beispiel im Kernkraftwerk Obrigheim (KWO) 16 manrem aufgewendet.

Fünf Jahre später führte die Prüfung eines Loops im Kernkraftwerk Stade (KKS) bereits zu 77,5 manrem, d.h., es war eine Steigerung um etwa den Faktor 5 eingetreten. Die Ortsdosisleistung als Ursache scheidet aus, da in Stadedreimal niedrigere Werte gemessen wurden als 1971 im KWO. Was war geschehen? Aus der stichprobenartigen Prüfung des Loops im Jahre 1971 ist 1976 eine Prüfung aller Längs-, Rund- und Stütznähte sowie der Schweißnähte der Dampferzeugerkalotte und des Pumpengehäuses geworden [7]. Entsprechende Prüfanforderungen wurden in den 1974 erstmals erstellten RSK-Leitlinien [8] formuliert. Würde man bei den bis heute weiter gestiegenen Prüfanforderungen eine Prüfung eines Loops unter vergleichbaren Bedingungen durchführen, ergäben sich Dosen von mehr als hundert manrem nur für den Dampferzeuger.

Daß sich die Entwicklung nicht in dieser Weise fortgesetzt hat, ist verschiedenen Gegenmaßnahmen zu verdanken, die sukzessive mit den gestiegenen Prüfanforderungen ergriffen wurden. Als erstes sind die zuvor festmontierten Isolierungen an den Primärkreiskomponenten durch schnell montierbare sogenannte Kassettenisolierungen ersetzt worden. Damit wurde der Tatsache Rechnung getragen, daß die Isolierarbeiten im allgemeinen mehr als zwei Drittel der Dosis verursachen. Der Effekt ist eine Reduktion dieses Dosisbeitrages um etwa einen Faktor 10.

Allerdings erforderte diese Verbesserung ihrerseits einen Dosisaufwand, der pro Dampferzeuger etwa 10 bis 35 manrem bei älteren bzw. 5 bis 20 manrem bei neueren Anlagen ausmacht. Aus dem Vergleich dieses Aufwandes mit der erzielten Verringerung der Prüfdosis läßt sich einerseits ablesen, daß die Nachrüstung der Kassettenisolierung sinnvoll war, das heißt, daß damit wirklich eine Dosisreduktion in der Summe erzielt wurde. Doch aus der Tatsache, daß diese Arbeiten selbst bei neueren Anlagen noch erforderlich waren, folgt auch, daß der Erfahrungsrückfluß nicht immer so rasch erfolgte, wie es zur Minimierung der Dosen wünschenswert wäre.

Die zweite Gegenmaßnahme betrifft das Vorbereiten der Schweißnähte für die Prüfung. Um die heute geforderte Empfindlichkeit der Ultraschallprüfung zu erreichen, muß die zu prüfende Oberfläche extrem gleichmäßig sein. Bei älteren Anlagen wurde das nur durch einen erheblich steigenden Aufwand an Schleifarbeiten an den Schweißnähten erreicht. Bei neueren Anlagen konnte dies bereits vor der Inbetriebnahme verwirklicht werden, so daß später an der strahlenden Komponente nur geringfügige Nachbesserungen erforderlich waren. Der Erfolg ist eine Reduktion der hierdurch verursachten Dosis am Dampferzeuger um etwa den Faktor 5. Allerdings sollten in Zukunft auch bei älteren Anlagen alle wesentlichen Schweißnähte im derzeit geforderten Umfang beschliffen sein, so daß auch hier mit einer Dosisreduktion zu rechnen ist.

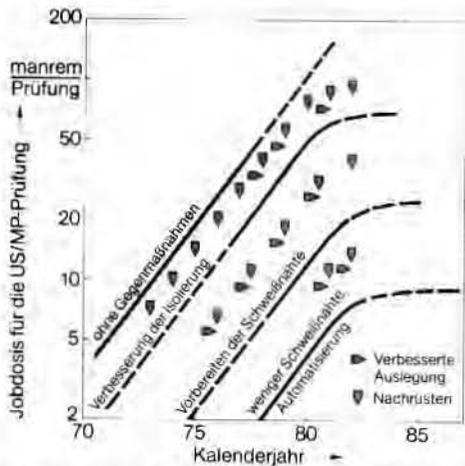


Bild 3: Entwicklung der Dosis für die Ultraschall/Magnetpulver-Prüfung eines Dampferzeugers ohne und mit Gegenmaßnahmen

Nicht in gleicher Weise zu korrigieren ist ein Unterschied zwischen neueren und älteren Anlagen, der ebenfalls zur Verringerung der Dosis beiträgt. Hierbei handelt es sich um die geringere Zahl der Schweißnähte am Dampferzeuger, die zu einem entsprechend niedrigeren Arbeitsaufwand führt. Eine Quantifizierung der Dosisersparnis durch diese Verbesserung ist derzeit allerdings nicht möglich.

Der vorerst letzte Schritt zur Reduktion des Arbeits- und damit des Dosisaufwandes für die Außenprüfung der Dampferzeuger ist die Automatisierung der Ultraschallprüfung. Das bedeutet, daß, analog zur automatisierten Prüfung der Hauptkühlmittelleitungen, der Dampferzeuger mit Führungsschienen ausgerüstet ist, auf die ein fernbedienter Prüfmanipulator aufgesetzt wird. Damit entfällt weitgehend die US-Prüfung von Hand, und die Arbeitszeit im Strahlungsfeld verkürzt sich drastisch. Entsprechende Vorrichtungen sind zur Zeit nur in einigen neueren Anlagen installiert.

Die Ursache liegt unter anderem im hohen Dosisaufwand für die Nachrüstung, der eine sorgfältige Abwägung der tatsächlich möglichen Dosisersparnis erforderlich macht. Legt man die Erfahrung der US-Prüfungen der Primärkreisleitungen zugrunde, ist von einer Reduktion der Dosis für die eigentlichen Prüfarbeiten um maximal einen Faktor 3 auszugehen.

Das Ergebnis all dieser Bemühungen verdeutlicht Bild 3. Der Prüfaufwand für die US-Prüfung des Dampferzeugers ist in den letzten zehn Jahren nahezu exponentiell angestiegen. Die Ortsdosisleistung verliert angesichts dieser Entwicklung ihre dosisbestimmende Bedeutung. Durch sukzessive, wenn auch gelegentlich etwa verzögerte Verbesserungen ist es aber dennoch gelungen, die hierdurch verursachte Dosissteigerung nahezu wieder auf das Niveau zu Beginn dieses Zeitraumes zu drücken. Dies geschah bei den in Betrieb befindlichen Anlagen allerdings zum Teil auf Kosten dosisintensiver Umrüstungen, deren Dosisaufwand sich erst nach mehreren Jahren durch entsprechende Dosisersparnis kompensiert. Der derzeitige

Stand liefert tätigkeitsbezogen Dosen von 5 bis 15 manrem pro Dampferzeuger US-Prüfung bei neueren bzw. von 40 bis 100 manrem bei älteren Anlagen.

Eine Diskussion zur Abwägung des Prüfaufwandes und des damit erreichten Sicherheitsgewinns gegen die erforderliche Strahlenbelastung des Personals hat zumindest in den ersten Jahren nicht stattgefunden. Über die Notwendigkeit der Prüfungen kann hier auch kein Urteil abgegeben werden. Allerdings zeigen die Ergebnisse, wie dringend notwendig die Abwägung der beiden Schutzziele Sicherheit und Strahlenschutz hier ist. Aus der Sicht des Strahlenschutzes bleibt zu hoffen, daß die in Bild 3 angedeutete Tendenz zur Stabilisierung des Prüfumfanges in Zukunft Wirklichkeit wird. Die Schwierigkeit hierbei liegt momentan vermutlich eher im Fehlen eines geeigneten Instrumentariums zum Abwägen der beiden Schutzziele als im mangelnden guten Willen der Beteiligten.

#### Wirbelstromprüfung der Dampferzeugerheizrohre

Als Bestandteil der Aktivitätsbarriere der druckführenden Umschließung des Primärkreises unterliegen die Dampferzeugerheizrohre genau wie alle anderen Bereiche der Wiederkührenden Prüfung. Das einheitlich hierfür eingesetzte Verfahren ist die Wirbelstromprüfung. Sie wird seit über zehn Jahren praktiziert und hat ein hohes Maß an Routine und Automatisierung erreicht.

Betrachtet man die Entwicklung der Dosis für die Wirbelstromprüfung an einem Dampferzeuger, spiegelt sich dieser Erfahrungsgewinn in einer Halbierung der Dosis von 1972 bis 1979 wider (Bild 4). Danach steigt die Dosis unvermittelt auf Werte an, die denen der frühen 70er Jahre entsprechen.

Es liegt nahe, diesen Anstieg mit den erstmals 1979 beobachteten Schäden an Dampferzeugern mit Incoloy-Heizrohren in Zusammenhang zu bringen. Sie führten zu einer enormen Steigerung des Prüfumfanges, der nur aufgrund des hohen Automatisierungsgrades nicht im gleichen Maße auf die Dosis durchschlug.

Bild 5 gibt eine Vorstellung vom zeitlichen Verlauf des Prüfumfanges. Man erkennt den Sprung zwischen den Jahren 1979 und 1980, der, bezogen auf einen Dampferzeuger, einen Faktor 3, bezogen auf eine Anlage, einen Faktor 8 bis 10 ausmacht. Aus dem fast identischen Verlauf beider Kurven in den ersten Jahren wird deutlich, daß in diesem Zeit-

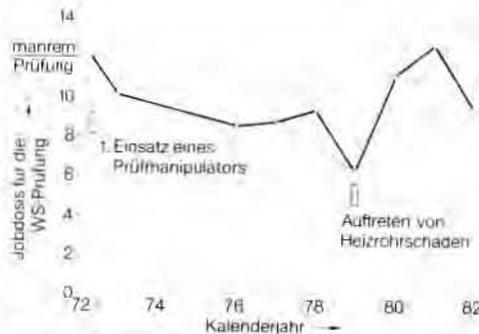


Bild 4: Entwicklung der Dosis für die Wirbelstromprüfung eines Dampferzeugers einschließlich Nebenarbeiten

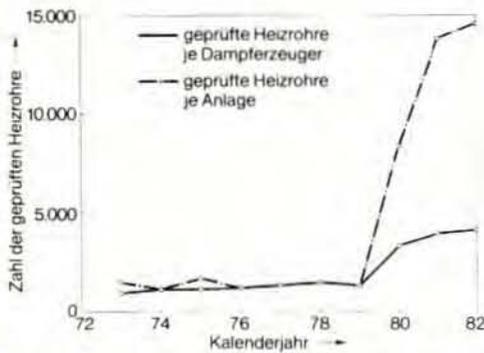


Bild 5: Zahl der geprüften Heizrohre bei der Wirbelstromprüfung

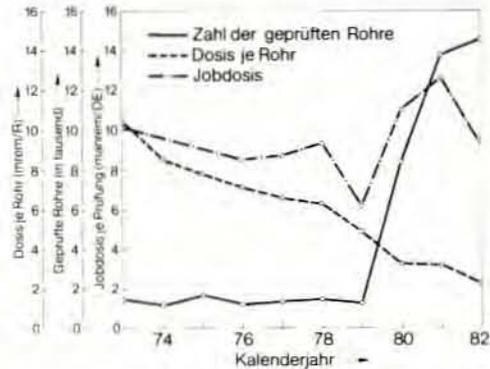


Bild 6: Dosis je Prüfung und je Rohr sowie Prüfumfang bei der Dampferzeuger-Wirbelstromprüfung

raum in der Regel nur ein Dampferzeuger pro Jahr und Anlage geprüft wurde. In den letzten Jahren hingegen lag die Zahl der Prüfungen pro Anlage und Jahr bei 2 bis 3, wobei die unterschiedliche Zahl der Dampferzeuger je Anlage zu berücksichtigen ist.

Überlagert man die beiden Abbildungen unter Angabe der Dosis pro geprüfem Rohr, so zeigt sich eine durchweg fallende Tendenz (Bild 6). (Der Kurvenverlauf der ermittelten Dosis pro Heizrohr ist bei einigen Jahren als qualitativ anzusehen, da in diesen Jahren nicht für die gleiche Zahl von Dampferzeugern Werte für die Dosis und den Prüfumfang vorlagen.) Es ist zu erkennen, daß die Dosis je Heizrohr von 1973 bis heute um den Faktor 4 verringert wurde.

Ob diese Verringerung alleine der automatisierten Technik und der gewachsenen Erfahrung zuzuschreiben ist, läßt sich aus der vorangegangenen Analyse allein noch nicht entscheiden. Denkbare weitere Einflußgrößen sind zum Beispiel das Anlagenalter und damit indirekt die Ortsdosisleistung oder konstruktive Änderungen, die zu günstigeren Arbeitsbedingungen geführt haben könnten.

Konstruktive Änderungen dürften für die Strahlenexposition nur beim Übergang vom KWO zu den nachfolgenden Anlagen von wesentlicher Bedeutung sein. Erst ab KKS besitzt nämlich jede der beiden Primärkammern eines Dampferzeugers ein eigenes Mannloch als Zugang. Weitere Verbesserungen wurden realisiert, haben aber die Dosis für die Wirbelstromprüfung im Vergleich zu den übrigen Einflußgrößen weniger stark verändert.

Das Anlagenalter als dosisbestimmender Faktor müßte sich aus der Darstellung in Bild 7 ablesen lassen. Wie zu erkennen ist, ergibt sich nach anfänglichem Ansteigen der Dosis eine Tendenz zur Stabilisierung. Aus dem etwas ungleichmäßigen Verlauf der Kurve ließe sich sogar auf ein leichtes Absinken der Dosis in späteren Betriebsjahren schließen. Dies geht jedoch eher auf eine Dämpfung der Dosissteigerungen zurück, die durch die Heizrohrschäden und den dadurch bedingten größeren Prüfumfang bewirkt wurden. Im großen und ganzen folgt die Dosis für die Wirbelstromprüfung jedoch einem Verlauf, der der Ortsdosisleistung am Primärkreis einer Anlage recht ähnlich ist. Dies spricht für einen starken Einfluß dieser Größe auf die Dosisentwicklung. Bild 8 läßt jedoch erkennen, daß auch dieser Effekt zum Teil der verbesserten

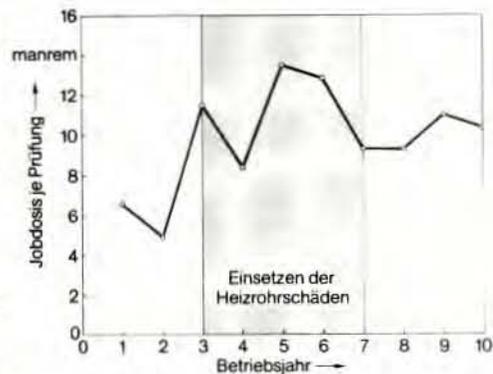


Bild 7: Entwicklung der Dosis für die Dampferzeuger-Wirbelstromprüfung mit dem Anlagenalter

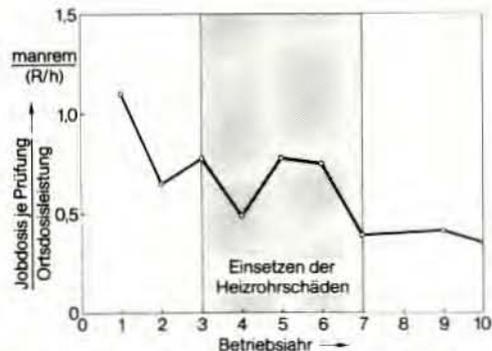


Bild 8: Entwicklung der Verhältnisse von Dosis zu Ortsdosisleistung bei der Dampferzeuger-Wirbelstromprüfung mit dem Anlagenalter

Technik und der Erfahrung zuzuschreiben ist. Wäre die Ortsdosisleistung die allein ausschlaggebende Größe, müßte nämlich der in Bild 8 dargestellte Quotient aus Dosis und Ortsdosisleistung in etwa einen konstanten Wert annehmen. (Er beschreibt näherungsweise den zeitlichen Arbeitsaufwand im Bereich der strahlenden Komponente.) Wie man aber sieht, geht die Entwicklung eindeutig zu günstigeren Dosiswerten trotz früherer Ortsdosisleistungswerte (mit zunehmendem Anlagenalter).

Zusammenfassend läßt sich daher zur Dosisentwicklung bei der Dampferzeuger-Wirbelstromprüfung folgendes feststellen:

- Dosissteigernd haben sich in der Vergangenheit vorwiegend die häufigeren und umfangreicheren Prüfungen bemerkbar gemacht. Daneben spielt die Entwicklung der Ortsdosisleistung mit dem Anlagenalter eine Rolle.
- Daß diese Faktoren nicht voll auf die Höhe der Dosis für die Wirbelstromprüfung durchschlagen, liegt zum einen an dem hohen Grad an Automatisierung, der bei dieser Prüfung bereits früh erreicht wurde. Zum anderen haben weiter verbesserte Prüftechniken und wachsende Erfahrung die dosissteigernden Effekte in etwa kompensiert.
- In Zahlen ausgedrückt, ergibt sich bei einem mehr als viermal so hohen Prüfumfang je Dampferzeuger, heute verglichen mit 1973, eine immer noch etwas geringere Dosis für die Prüfung eines Dampferzeugers im Jahr 1982. Da aber die Zahl der pro Anlage geprüften Dampferzeuger gleichzeitig von einem auf etwa drei im Mittel gestiegen ist, liefert die Wirbelstromprüfung pro Anlage einen fast dreimal so hohen Beitrag zur Jahreskollektivdosis wie 1973.

Verbesserungsmöglichkeiten für in Betrieb befindliche Anlagen sind angesichts einer bereits recht ausgereiften Technik und der nur langfristig und begrenzt veränderbaren Ortsdosisleistung lediglich in beschränktem Umfang erkennbar. Ansätze dazu haben sich zum Beispiel in der Verringerung der Zahl der Dampferzeugereinstiege durch weitere Automatisierung gezeigt, wie sie in jüngster Zeit erprobt wurde. Das heißt, das Ziel der Optimierung ist bereits weitgehend erreicht, wenn man die Prüfung für sich betrachtet. Dafür spricht auch, daß im internationalen Vergleich eine mittlere Dosis von etwa 10 mrem je Prüfung trotz des im allgemeinen größeren Prüfumfanges bei deutschen Dampferzeugern ein recht günstiges Ergebnis darstellt.

#### *Verschließen von Heizrohren*

1971 trat erstmals an einem deutschen Dampferzeuger (KWD) eine Leckage an mehreren Heizrohren auf. Da man auf die notwendigen Reparaturarbeiten wenig vorbereitet war, kostete die erste derartige Arbeit zum Verschließen zweier Heizrohre einschließlich aller Nebearbeiten insgesamt 163 manrem [3].

Die Ursachen dieser ersten Schäden waren vielfältig. Eine der Ursachen, die auch für vergleichbare Vorkommnisse bei neueren Anlagen verantwortlich ist, war die sekundärseitige Ablagerung von Korrosionsprodukten auf dem Rohrboden der Dampferzeuger. Sie führte zu Gleichmaßabtrag, das heißt zu Wanddickenschwächungen der Heizrohre bis hin zur Leckage.

Als Folge der ersten Heizrohrschäden wurde zunächst eine Reihe von Gegenmaßnahmen bei der betroffenen Anlage getroffen, um zum einen die Dosis für die Reparatur zu senken, zum anderen aber auch, um das Auftreten solcher Schäden

zu begrenzen. In die erste Gruppe von Gegenmaßnahmen gehören zum Beispiel

- Verbesserungen des Reparaturverfahrens, konstruktive Verbesserungen an Stellen hoher Ortsdosisleistungen,
- ausreichiges Training des eingesetzten Personals am Modell,
- Verbesserungen der Abschirmung, der Überwachung usw.

Der Erfolg war eine Reduktion der Dosis für die gesamte Reparatur von den besagten 163 manrem auf heute etwa 20 manrem. Das eigentliche Dichtsetzen erforderte dabei rund 10 manrem beim damaligen Verschweißen von Hand gegenüber etwa 1 manrem pro Stopfen beim heutigen Explosions-schweißen.

Die zweite Gruppe von Gegenmaßnahmen, die auf das Einschneiden zukünftiger Schäden abzielt, konnte demgegenüber bei einer laufenden Anlage nur begrenzt eingesetzt werden und Erfolg bringen. Immerhin gelang es, durch eine Vergrößerung der Reinigungsrate und durch sorgfältige Kontrolle der wasserchemischen Parameter im Sekundärkreis den Eintrag von Korrosionsprodukten in die Dampferzeuger und damit die Korrosionsrate an den Heizrohren zu reduzieren. Durch ein verbessertes Instrumentarium zum frühzeitigen Erkennen von Wanddickenschwächungen (automatisierte Wirbelstromprüfung, siehe vorhergehenden Abschnitt) konnten ferner die Reparatureinsätze weitgehend auf die Revisionsphase begrenzt werden. Beides führte zu einer Verringerung der begleitenden Vor- und Nachbereitungsarbeiten.

Bei späteren Anlagen waren im Vergleich dazu die Einwirkungsmöglichkeiten naturgemäß günstiger. Sie konnten von den Verfahrensverbesserungen bei der Reparatur voll profitieren. Darüber hinaus standen aber auch für vorbeugende Maßnahmen weit mehr Möglichkeiten zur Verfügung. Beispielsweise seien hier genannt:

- Wechsel des Heizrohrwerkstoffes von Inconel-600 zu Incoloy-800,
- konstruktive Verbesserungen am Dampferzeuger zur Vermeidung von sekundärseitigen Ablagerungen,
- Verbesserung der Reinigung des Sekundärkühlmittels (Speisewasser),
- Vorkonditionierung des Sekundärkreises zur Reduktion des Korrosionsprodukteintrages,
- Umstellung der Sekundärkreischemie,
- regelmäßige Reinigung des Dampferzeugerrohrbodens während der Revision,
- Wechsel des Werkstoffes der Kondensatorrohre, um höhere pH-Werte zu ermöglichen und damit eine geringere Korrosionsrate im Sekundärkreis zu erzielen.

Nicht alle diese Maßnahmen wurden sofort verwirklicht. Dennoch führte die sukzessive Realisierung zu einer erheblichen Reduktion der erforderlichen Reparaturen. Läßt man jeweils die beiden ersten Betriebsjahre unberücksichtigt, ergibt sich vom KWD zu den nachfolgenden Anlagen eine Verringerung der pro Jahr und Anlage verschlossenen Rohre um einen Faktor 6. Bezieht man den Vergleich nur auf neuere Anlagen, so liegt das Verhältnis sogar bei über 20. Dominierende Effekte für diesen Rückgang dürften der Werkstoffwechsel und die konstruktiven Verbesserungen sein. Allerdings ist der Einfluß der genannten Maßnahmen im allgemeinen nur schwer zu quantifizieren.

Bei der Dosis für das eigentliche Verschließen des Heizrohres ist die Reduktion in neueren Anlagen weitgehend auf niedrigere Ortsdosisleistungswerte im Dampferzeuger zurückzuführen. Die günstigsten Dosiswerte liegen derzeit bei etwa 0,5 manrem je Stopfen. Allerdings sind auch hier durch weitergehende Automatisierung in jüngster Zeit noch Verbesserungen erzielt worden.

Wie die Ergebnisse zeigen, lag in diesem Fall das Reduktionspotential vorwiegend in Verbesserungen der Auslegung, wenn man von den anfänglichen Problemen absieht. Angesichts der Tatsache, daß Verbesserungen in diesem Bereich nur verzögert zu realisieren sind, muß die erzielte Reduktion als beachtlich angesehen werden. Verantwortlich dafür ist zu einem großen Teil der frühe Werkstoffwechsel, der, wie ein internationaler Vergleich zeigt [9], zu äußerst günstigen Ergebnissen für die deutschen Druckwasserreaktoren geführt hat.

Trotz dieses Erfolges bleibt natürlich die Tatsache bestehen, daß das Auftreten der Heizrohrschäden und die dadurch bedingte Steigerung des Arbeitsaufwandes am Dampferzeuger einer der massivsten Einflußfaktoren auf die Entwicklung der tätigkeitsbezogenen Dosen an Dampferzeugern ist. Neben dem direkten Dosisaufwand für die Reparatur treten dosissteigernd hinzu:

- die häufigeren und umfangreicheren Wirbelstromprüfungen der Dampferzeugerheizrohre,
- die wachsende Zahl von Heizrohren, die für Untersuchungszwecke gezogen wurden,
- zum Teil die zusätzlichen Maßnahmen zur Einschränkung der Korrosionserscheinungen an den Heizrohren.

Eine der zuletzt genannten Maßnahmen soll im folgenden in ihrer Dosisentwicklung geschildert werden.

#### Rohrboden reinigen

Eine der Maßnahmen, die als Folge der Dampferzeugerheizrohrschäden ergriffen wurde, ist die sekundärseitige mechanische Reinigung des Rohrbodens von Ablagerungen. Da auch diese Arbeit im Strahlungsfeld des Dampferzeugers durchgeführt wird, zieht sie ihrerseits wieder eine Dosis für das betreffende Personal nach sich.

Obwohl größere Erfahrungen hierfür erst seit etwa 1980 vorliegen, kann auch an der Dosisentwicklung bei dieser Arbeit bereits das Bestreben zur Verringerung der Strahlenbelastung demonstriert werden.

Aus Bild 9 ist abzulesen, daß bereits in dieser kurzen Zeitspanne die Dosis pro Dampferzeuger im Mittel um 30 % gesenkt werden konnte. Hinzu kommt, daß zum einen die Wirksamkeit dieser Maßnahmen im gleichen Zeitraum gesteigert wurde. Zum anderen konnte in neueren Anlagen die Dosis für die Reinigung der Dampferzeuger bis zu Werten um 1 bis 2 manrem gesenkt werden.

Entscheidend für die Schnelligkeit, mit der hier Verbesserungen erzielt wurden, dürfte sein, daß zur Durchführung der Maßnahme keine langwierigen Arbeiten unter hoher Ortsdosisleistung erforderlich waren. Andernfalls wäre auch hier sicher erst nach und nach ein Fortschritt erreicht worden, von dem dann allerdings noch hätte nachgewiesen werden müssen, welche tatsächliche Dosisreduktion er in der Summe erbracht hätte.

#### Schlußfolgerungen

Betrachtet man die geschilderte Entwicklung der Strahlenschutzmaßnahmen für die vier hier ausgewählten Arbeiten,

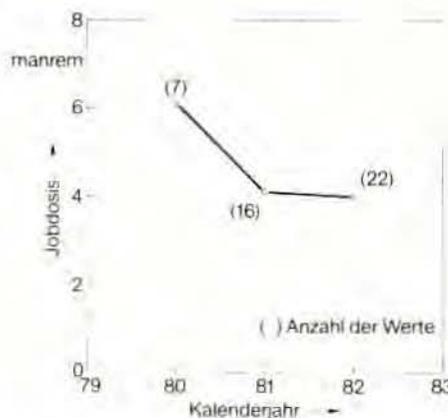


Bild 9: Dosis für die sekundärseitige Reinigung des Rohrbodens eines Dampferzeugers

läßt sich ein mehr oder weniger einheitlicher Ablauf erkennen:

1. Der erste Schritt ist das Auftreten einer neuen Arbeit. Sie kann sich aus dem laufenden Betrieb, aus einer Störung oder aus einer neuen Anforderung von außen ergeben. Dosiserhöhende Effekte treten eventuell mit hinzu.
2. Als zweites werden, bedingt durch zunehmende Erfahrung, Verfahrensverbesserungen eingeführt und der Verfahrensablauf optimiert. Dosissteigernde Einflüsse können diese Entwicklung beschleunigen.
3. Über diese unmittelbar auf die jeweilige Arbeit gerichteten Bemühungen hinaus werden in den betroffenen Anlagen ergänzende Maßnahmen ergriffen, um die Häufigkeit der Arbeit zu verringern oder aber das Arbeitsverfahren grundsätzlich neu zu gestalten. Ziel dieser Anstrengungen ist, Frequenz und Umfang der Arbeit im Strahlungsfeld zu begrenzen und, wo möglich, die Ortsdosisleistung im Arbeitsbereich zu reduzieren. Je aufwendiger - auch im Hinblick auf die Strahlenbelastung - dieser dritte Schritt ist, um so mehr Zeit nimmt seine Realisierung in der Regel in Anspruch.
4. Letztlich wird auf der Basis der Erfahrungen aus den zuvor genannten Maßnahmen die Auslegung einer Anlage neu überdacht. Die kritischen Punkte werden dabei, soweit machbar, durch neue Konzepte vermieden oder zumindest in ihrer Bedeutung eingeschränkt.

Was ist das Ergebnis all dieser Bemühungen? Wie die Beispiele zeigen, ergibt sich im günstigsten Fall eine deutliche Senkung der Dosis für die betreffende Arbeit. Wo dosiserhöhende Effekte wie steigende Ortsdosisleistung, höherer Prüfumfang oder zunehmender Reparaturaufwand hinzutreten, ist es zumindest nur gelungen, diese Effekte in etwa zu kompensieren.

Kann man diese Vorgehensweise und ihre Ergebnisse nun als Optimierung des Strahlenschutzes bezeichnen? Das ist sicher nicht möglich im engen Sinne der Interpretation, wie sie beispielsweise die ICRP vornimmt, denn eine Optimierung auf diese Weise setzt verschiedenes voraus:

Zum einen ist die Kenntnis aller wesentlichen Einflußgrößen erforderlich. Dabei reicht es nicht, diese Größen qualitativ zu beschreiben. Im Idealfall müßten sie vielmehr durch einen funktionellen Zusammenhang erfaßt werden. Zum anderen wäre Voraussetzung die genaue Analyse der Bedingungen, die die Arbeit notwendig machen, und der Folgen, die beim Unterlassen der Arbeit eintreten könnten. Darüber hinaus verlangt die ICRP schließlich noch die Festlegung eines Geldwertes für die Einheit der Strahlenexposition.

Für die Verhältnisse in einer kerntechnischen Anlage bleibt diese Vorstellung im allgemeinen eine Utopie. Gerade bei neuen Arbeiten fehlt meist die detaillierte Kenntnis der dosisbeeinflussenden Effekte. Eine Quantifizierung ist selbst bei Kenntnis dieser Zusammenhänge nur in Einzelfällen möglich.

Die Beschreibung der Folgen beim Unterlassen der Arbeit läßt sich aus der im Genehmigungsverfahren üblichen Störfallanalyse nicht ableiten, da dort auf der Basis konservativer Annahmen Obergrenzen abgeschätzt werden. Erst in den letzten Jahren sind hier die Forschungsergebnisse so weit gediehen, daß für einen Teil der Störfälle die Ermittlung der Auswirkungen auf der Basis möglichst realitätsnaher Annahmen möglich ist. Diese Ergebnisse können zwar unter Umständen befruchtend auf die gerade in Gang kommende Diskussion über Notwendigkeit und Umfang Wiederkehrender Prüfungen wirken. Einer quantitativen Optimierung helfen sie jedoch nur wenig.

Der letzte Punkt schließlich, die Festlegung eines Geldwertes für die Einheit der Strahlenexposition, ist sowohl wissenschaftlich wie politisch so anfechtbar, daß seine Verwirklichung in deutschen Rechtsnormen so gut wie ausgeschlossen erscheint.

Was bleibt angesichts dieser Bilanz? Es bleibt die Erkenntnis, daß mit zunehmendem Wissen über die Zusammenhänge von Ursache und Wirkung der Strahlenexpositionen die Möglichkeiten, ein ausgewogenes Schutzkonzept zu finden, steigen. Vorteile für die Strahlenexposition des Personals ergeben sich dabei in der Regel nicht erst am Ende, sondern schon im Verlauf dieses Prozesses.

In diesem Sinne verstanden, kann Optimierung sinnvoll begriffen werden als qualitativer (eventuell sogar halbquantitativer) Vergleich der zu erreichenden Verbesserungen mit den durch sie verursachten Auswirkungen. Sie leistet unter die-

sen Umständen nützliche Dienste als Ergänzung zur Auslegung einer Anlage nach bestem technischen Sachverstand, indem sie zur Ausgewogenheit der Schutzmaßnahmen beiträgt. Voraussetzung dafür ist die Auswertung von Betriebserfahrungen, wie sie in diesem Beitrag anhand einiger Beispiele versucht wurde, aber auch der gute Wille sehr unterschiedlicher Fachdisziplinen, gemeinsame Lösungen zu finden.

Wie die Ergebnisse ausweisen, hat Optimierung in diesem Sinne bereits sehr früh im Verlauf der kommerziellen Nutzung der Kernenergie eingesetzt. Erfahrungen wurden dabei vor allem bei der Verbesserung der Anlagenauslegung und der Arbeitsverfahren gesammelt. Für die Zukunft bleibt als Aufgabe eine intensivere Diskussion der Momente, die die Arbeiten und damit die Strahlenexpositionen verursachen. Ziel sollte es dabei sein, zu einer exakteren Bewertung des angestrebten Dosis- bzw. Sicherheitsgewinns zu gelangen.

#### Schrifttum

- [1] International Commission on Radiological Protection (ICRP): Recommendations of the ICRP. ICRP Publication 26, Pergamon Press, 1978
- [2] KTA-Regel 320.1.4: Komponenten des Primärkreises von Leichtwasserreaktoren, Teil: Wiederkehrende Prüfungen und Betriebsüberwachung (Fassung 6/82)
- [3] Stephan, W.: Maßnahmen zur Reduzierung der beruflichen Strahlenexposition im Kernkraftwerk Obrigheim (KW01-SFRP-Tagung, Paris, 1979)
- [4] IAEA: Symposium on Water Chemistry and Corrosion Problems of Nuclear Reactor Systems and Components, Wien, 1982
- [5] Ambras, A., und H.J. Schroeder: Strahlenschutz im Kernkraftwerk Biblis - Maßnahmen zur Dosisminimierung. GRS Fachgespräch, Köln, 1980, Tagungsbericht GRS-20, März 1981
- [6] Comley, G.C.W., und D.J. Ferret: Chemical Factors Controlling Radiation Fields around Water Reactor Coolant Circuits, BNES Conference on Radiation Protection in Nuclear Power Plants and the Fuel Cycle Bristol 1978
- [7] ABE-Ausschuß im Arbeitskreis „Technik und Industrie“ des Deutschen Atomforums: Betriebsanleitung mit Kernkraftanlagen in der Bundesrepublik Deutschland, Jahresbericht 1976, Atem und Strom, Heft 2 (1977), S. 38
- [8] Reaktor-Sicherheitskommission (RSK): RSK-Lexikone für Druckwasserreaktoren, 1. Ausgabe, 24.4.1974
- [9] Tatone, D.S., und R.S. Pathania: Steam Generator Tube Performance: Experience with Water-Cooled Nuclear Power Reactors during 1980. Nuclear Safety, Vol. 24, Nr. 1 (1983), S. 75

## Diskussion

H. Dilger (KfK):

Sie haben ein ganzes Bündel dosisreduzierender Maßnahmen vorgeschlagen und am Ende Ihres Vortrages darauf hingewiesen, daß die von der ICRP geforderte Angabe über den Geldwert für 1 manrem problematisch ist. Ich stimme dem zu, bin aber der Meinung, daß der Aspekt der Kosten für die Maßnahmen in Ihrem Vortrag trotzdem zu kurz gekommen ist. Es ist nämlich von den Kosten her ein großer Unterschied,

ob Sie organisatorische Maßnahmen ergreifen, ob Sie das Personal schulen oder ob Sie konstruktive oder bauliche Maßnahmen ergreifen. Können Sie dazu noch nähere Angaben machen?

W. Müller (GRS):

In meinem Vortrag habe ich darauf hingewiesen, daß die Motivation zur Senkung der Strahlenbelastung neben einer Ver-

besserung des Strahlenschutzes auch in wirtschaftlichen Vorteilen liegen kann. In beiden Fällen gibt es in der Regel keine Korrelation zwischen den aufgewendeten Kosten für die von Ihnen genannten Maßnahmen und dem damit zu erzielenden idealen oder materiellen Gewinn. Schon allein deshalb wird jeder Betreiber prüfen, ob die Verbesserungen, die er durchführt, auch das dafür erforderliche Geld wert sind. Um dafür einen Maßstab zu schaffen, hat die ICRP vorgeschlagen, einen Geldwert für die Dosiseneinheit festzulegen. Im Bereich der Kerntechnik hat sich dazu allerdings noch kein gangbarer Weg ergeben. Daß trotzdem abgewogen wird, sowohl im Bereich der Dosis als auch im Bereich der materiellen Mittel, die eingesetzt werden, erscheint mir notwendig und sinnvoll.

F. Börchers (TÜV Hannover):

Welchen Anteil haben Inkorporationen an der Gesamtdosis bei den einzelnen Tätigkeiten?

W. Müller (GRS):

Inkorporation spielt für die Strahlenbelastung des Personals so gut wie keine Rolle. Da die Überwachung von Inkorporationen zu den notwendigen Strahlenschutzmaßnahmen gehört, werden regelmäßig Untersuchungen durchgeführt. Durch diese Ergebnisse läßt sich nachweisen, daß Inkorporationen bei den beschriebenen Arbeiten im Dampferzeuger an Häufigkeit und Umfang nachgelassen haben.

D. Rittig (GRS):

Wie sieht es mit den Strahlenexpositionen bei den von Ihnen diskutierten Arbeiten im internationalen Vergleich aus?

W. Müller (GRS):

Dieser Vergleich müßte für die einzelnen Arbeiten getrennt geschehen. Es liegen dazu unterschiedlich viele Daten vor.

1. Ultraschallprüfung:

Der Prüf- bzw. Arbeitsumfang ist nicht in allen Ländern einheitlich. Einige Länder führen nach wie vor Stichpro-

benartige Überprüfungen durch, die ergriffenen Gegenmaßnahmen sind da natürlich nicht ganz so umfangreich, weil auch der Druck und die Notwendigkeit, wie sie bei uns existieren, fehlen.

2. Wirbelstromprüfung:

Da auch in anderen Ländern Heizrohrschäden aufgetreten sind, würde das Wirbelstromverfahren auch dort in gesteigertem Umfang eingesetzt. Es ist viel unternommen worden, um das Prüf- und Reparaturverfahren zu optimieren. Die Dosen, die dabei aufgetreten sind, kann ich im Augenblick nur für die Wirbelstromprüfung nennen. Im internationalen Vergleich, wenn alle uns vorliegenden Zahlen zusammengefaßt werden, ergibt sich eine etwas höhere Dosis je Prüfung: Wir hatten im Mittel über alle Jahre und Anlagen 10 manrem in der Bundesrepublik; für alle von uns ausgewerteten Prüfungen und Dosen liegt sie bei 11 bis 13 manrem je nach den Anlagen, die einbezogen werden. Die Spanne ist folglich nicht sehr groß, denn der Druck, etwas zu unternehmen, ist im Ausland auch vorhanden.

H. Hoffmann (RWE):

Zum Kostenaufwand für die Dosiseneinspeisung möchte ich noch etwas anmerken. Kosten/Nutzen-Analysen sind bei uns in der Bundesrepublik problematisch, weil sie in der Gesetzgebung nicht vorgesehen sind. Wenn man ausländische Werte heranzieht, etwa 2 000 DM/manrem (USA: 1 000 \$/manrem), ist das um den Faktor 150 konservativer als in der Praxis in anderen Bereichen üblicherweise angesetzt wird. (So ist zum Beispiel aufgrund solcher Kosten/Nutzen-Analysen bei uns in der Bundesrepublik schon über bauliche Maßnahmen zur Entschärfung unfallträchtiger Kreuzungen entschieden worden.) Als Beispiel für von uns ermittelte Werte bei Nachrüstmaßnahmen in Biblis kann ich einen Wert von 15 000 bis 20 000 DM/manrem für die Nachrüstung von Manipulatorschienen und fest installierten Arbeitsbühnen im Bereich der Primärleitungen und Dampferzeuger für automatisierte Prüfung nennen.

## Erkenntnisse aus dem Ablauf ausländischer Vorkommnisse mit Dampferzeuger-Heizrohrbruch

Von K. Kotthoff, H. Haunhorst, F. Schleifer und K. Trambauer<sup>1)</sup>

### Kurzfassung

Die GRS beschäftigt sich seit vielen Jahren mit der Erfassung und Auswertung sicherheitsbezogener Betriebserfahrungen aus Kernkraftwerken. Im Rahmen dieser Tätigkeit wurde

eine umfangreiche Auswertung von Vorkommnissen mit Dampferzeuger-Heizrohrbruch durchgeführt mit dem Ziel, die zu diesem Problem international vorliegenden Erfahrungen für deutsche Druckwasserreaktoren nutzbar zu machen. Im Vordergrund der Betrachtung standen dabei die Systeme und Maßnahmen zur Beherrschung eines Heizrohrbruches.

In der Vergangenheit sind fünf Vorkommnisse aufgetreten, bei denen eine größere Leckage am Dampferzeugerheizrohr zu beobachten war. Alle Vorkommnisse traten in ausländi-

<sup>1)</sup> Dr. Klaus Kotthoff, Dipl.-Ing. Heinz-Hubert Haunhorst, Dipl.-Ing. Friedhelm Schleifer und Dr. Klaus Trambauer sind technisch-wissenschaftliche Mitarbeiter bei der Gesellschaft für Reaktorsicherheit (GRS) mbH.

schen Anlagen auf. In allen Fällen konnte die Anlage sicher abgefahren werden, obwohl im Einzelfall eine Reihe zusätzlicher Störungen und Schwierigkeiten zu verzeichnen war.

Ein Teil der bei den betrachteten Vorkommnissen erkennbaren Probleme kann zumindest im Grundsatz auch für deutsche Anlagen von direkter Bedeutung sein. Ob eine Übertragbarkeit tatsächlich gegeben ist und welche Bedeutung sie besitzt, muß für jede Anlage im Einzelfall geprüft werden.

Die gewichtigeren der aufgetretenen Probleme hängen praktisch alle mit dem in den betroffenen ausländischen Anlagen zugrundeliegenden Konzept zur Beherrschung von Dampferzeuger-Heizrohrbrüchen zusammen. In diesen Anlagen wird ein Dampferzeuger-Heizrohrbruch in der Anfangsphase wie jeder andere kleine Kühlmittelverluststörung behandelt, das heißt, es kommt zur Anregung der Notkühlkriterien und damit zum Anlaufen der Sicherheitseinspeisung. Dieses Vorgehen stellt zwar sicher, daß im Reaktorkühlkreislauf ausreichend Kühlmittel vorhanden ist, im Falle des Dampferzeuger-Heizrohrbrüches erscheint es aber, wie die vorliegenden Erfahrungen zeigen, nicht optimal.

Im Gegensatz zu den betroffenen ausländischen Anlagen werden bei deutschen Druckwasserreaktoren im Falle eines Heizrohrbrüches vom Reaktorschutzsystem speziell auf diesen Störfall abgestimmte automatische Maßnahmen eingeleitet. Bei ordnungsgemäßer Funktion dieser Maßnahmen sind vergleichbare Schwierigkeiten wie in den ausländischen Anlagen nicht zu erwarten.

Zur Vertiefung der Untersuchung wurden für deutsche Druckwasserreaktoren verschiedene anlagendynamische Rechnungen zu Heizrohrbruchstürzfällen durchgeführt. Diese Rechnungen zeigen, daß bei Störungen in den vorgelagerten Sicherheitsmaßnahmen auch in deutschen Anlagen Störfallabläufe denkbar sind, bei denen es zur Anregung der Notkühlkriterien und damit zum Anlaufen der Sicherheitseinspeisung kommt. In einem solchen Fall wäre die Situation im Prinzip mit den Gegebenheiten in den betrachteten ausländischen Anlagen vergleichbar. Unter diesem Gesichtspunkt gewinnen die entsprechenden, dort gemachten Erfahrungen für deutsche Druckwasserreaktoren eine Bedeutung. Diese Feststellung wird aber insoweit relativiert, als die Anregung der Sicherheitseinspeisung in den deutschen 4-Loop-Anlagen bei vergleichbaren Randbedingungen deutlich später erfolgen würde als in den betroffenen 2-Loop-Anlagen, so daß mehr Zeit für zusätzliche Handmaßnahmen zur Verfügung stünde, um eine Sicherheitseinspeisung zu vermeiden.

## Abstract

For many years GRS has been dealing with the compilation and evaluation of safety related operating experience in nuclear power plants. Within this activity an extensive evaluation was conducted on incidents involving steam generator tube ruptures with the aim to utilize the internationally available experience on this problem for German pressurized water reactors. Main emphasis was put on the systems and measures to control a steam generator tube rupture.

In the past five incidents occurred in which larger leaks in steam generator tubes were observed. All incidents occurred in foreign power plants. In all cases the plant was safely shut down, even though in the individual event a number of additional disturbances and difficulties were noted.

Some of the problems accounted for in the analysed events, may principally be of direct importance for German power

plants. If, however, these may be transferred in a straightforward manner or what their actual importance really is, has to be investigated for each plant on an individual basis.

Practically all of the more important problems are related to the concept of the affected plants to cope with steam generator tube ruptures. In these plants a steam generator tube rupture is dealt with in its initial phase like a small loss-of-coolant-accident i.e. the emergency cooling criteria are actuated and the safety injection is activated. Although this concept guarantees that sufficient coolant circulates through the reactor coolant circuit, it does not seem optimal in the case of a steam generator rupture as shown from available experience.

In contrast to the affected foreign plants in German power reactors automatic counter-measures are activated by the reactor protection system which have been harmonized to the particular course of events in case of a steam generator tube rupture. With a regular function of these measures no comparable experiences to those in foreign plants may be expected.

For a more profound investigation several dynamic calculations were performed on steam generator tube ruptures in German PWR's. These calculation revealed that, if disturbances occurred in the peripheral safety measures, even in German plants courses of incidents are conceivable which lead to an actuation of the emergency cooling criteria and a start of the safety injection. In such a case the situation could principally be compared to that of the analysed foreign plants. With this aspect in mind some importance is to be attributed to the experience gained there for the German PWR's. This statement, however, has to be modified insofar as the activation of the safety injection in German 4-loop-plants would certainly be performed later than in the affected 2-loop-plants, if comparable conditions prevail. Therefore, more time for additional manual interventions would be available to avoid a safety injection.

## Einleitung

Seit 1975 ist in der GRS eine Gruppe von Mitarbeitern ausschließlich mit der Erfassung und Auswertung von besonderen Vorkommnissen und Betriebserfahrungen aus Kernkraftwerken beschäftigt.

Zielsetzung der Arbeiten dieser Gruppe ist es,

1. in der Bundesrepublik anfallende sicherheitsbezogene Betriebserfahrungen zentral zu erfassen und allen beteiligten Stellen verfügbar zu machen,
2. entsprechende ausländische Informationen zu sammeln und zur Verfügung zu stellen und
3. durch Auswertung der in- und ausländischen Erfahrungen Empfehlungen für Verbesserungen bei Errichtung und Betrieb von Kernkraftwerken zu erarbeiten.

Im Rahmen der Tätigkeiten werden auch umfangreichere Untersuchungen zu speziellen Themen durchgeführt. Als Beispiel soll hier eine Arbeit zu Vorkommnissen mit Dampferzeuger-Heizrohrbruch vorgestellt werden. Konkreter Anlaß für diese Arbeit waren die Heizrohrbrüche in der belgischen Anlage Doel II und in der amerikanischen Anlage Ginna.

## Zielsetzung

Zur Veranschaulichung der Aufgabenstellung zeigt Bild 1 einen Ausschnitt aus dem Reaktorkühlkreislauf eines Druck-

wasserreaktors mit dem Reaktor-druckbehälter (RDB), dem Druckhalter (DH) und einem Dampferzeuger (DE). Das im RDB aufgeheizte Kühlmittel strömt über die heiße Hauptkühlmitteleitung in die Eintrittskammer des Dampferzeugers. Über die Dampferzeugerheizrohre gelangt es in die Austrittskammer und wird von dort durch die Hauptkühlmittelpumpe in den RDB zurückgeführt. Auf der Sekundärseite des Dampferzeugers sind die Heizrohre vom Speisewasser bedeckt, das verdampft wird. Der Dampf strömt dann über die Frischdampfleitung zur Turbine.

Die Heizrohre gehören zur druckführenden Umschließung des Reaktor-kühlmittels. Bei einem Leck in einem Heizrohr würde Reaktor-kühlmittel in das Speisewasser auf der Sekundärseite des Dampferzeugers und damit in den Sekundärkreislauf gelangen. Dies könnte zu einer Aktivitätsfreisetzung in die Umgebung führen. Die Integrität der Dampferzeuger-Heizrohre ist deshalb von großer Bedeutung.

In der Vergangenheit sind international in einer Reihe von Druckwasserreaktoren Probleme mit Dampferzeugerheizrohren aufgetreten. Die in der Praxis beobachteten Schäden schreiten überwiegend sehr langsam fort. Sie werden durch entsprechende Wiederkehrende Prüfungen frühzeitig erkannt und in ihrem weiteren Verlauf überwacht. Bei Erreichen vorgegebener Grenzen werden geeignete Gegenmaßnahmen wie Verschließen und Reparatur der betroffenen Heizrohre eingeleitet. Schäden dieser Art haben keine unmittelbaren Auswirkungen auf den Betrieb der Anlage.

Teilweise sind aber auch kleinere Heizrohrleckagen zu beobachten gewesen. Abhängig davon, ob die Leckage unterhalb oder oberhalb des nach Genehmigung zulässigen Wertes lag, konnte die entsprechende Anlage entweder bis zur nächsten Revision weiterbetrieben werden, oder sie wurde normal mit den betrieblichen Systemen abgefahren. Daneben existiert eine kleine Zahl von Vorkommnissen, bei denen eine größere Heizrohrleckage auftrat und der Einsatz von Sicherheitssystemen erforderlich war.

Die mit Dampferzeugerheizrohren gesammelten Erfahrungen haben weltweit zu zahlreichen Diskussionen und Untersuchungen sowohl über die Integrität der Heizrohre als auch über die Maßnahmen zur Erkennung und Beherrschung eventueller Heizrohrbrüche geführt.

Die Untersuchung, über die hier berichtet werden soll, beschäftigt sich mit dem letztgenannten Aspekt, das heißt mit den Systemen und Maßnahmen, die zur Beherrschung eines Heizrohrbruches vorgesehen sind. Ziel der Arbeiten war es, Erfahrungen aus bislang aufgetretenen Heizrohrbrüchen für deutsche Anlagen nutzbar zu machen. Dementsprechend wurden alle Störfälle, bei denen größere Heizrohrleckagen auftraten und der Einsatz von Sicherheitssystemen erforderlich war, berücksichtigt. Eine ausführliche Behandlung von Vorkommnissen mit geringfügiger Leckage an Heizrohren erfolgte nicht. Gleiches gilt auch für die Ursachen und Materialprobleme bei Heizrohrschäden.

Die Untersuchung gliedert sich in folgende Arbeitsschritte, die in abgewandelter Form praktisch für jede Auswertung ausländischer Betriebserfahrungen Gültigkeit haben:

- Dokumentation und Auswertung der bekannten Vorkommnisse mit größeren Leckagen eines Dampferzeugerheizrohres,
- Zusammenstellung der bei den untersuchten Störfällen aufgetretenen Schwierigkeiten und gewonnenen Erfahrungen,

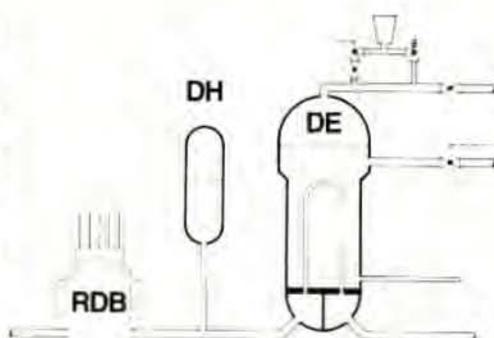


Bild 1: Ausschnitt aus dem Reaktor-kühlkreislauf

- Zusammenstellung des derzeitigen Standes von Systemtechnik und Maßnahmen zur Erkennung und Beherrschung eines Heizrohrbruches in einem deutschen Druckwasserreaktor,
- Bewertung der Schwierigkeiten und Erfahrungen aus den aufgetretenen Störfällen hinsichtlich ihrer Übertragbarkeit auf deutsche Anlagen.

Die Überlegungen zur Übertragbarkeit der vorliegenden Erfahrungen auf deutsche Druckwasserreaktoren erfolgten im wesentlichen auf qualitativer Basis. Zusätzlich wurden sie in einigen Punkten durch exemplarische anlagendynamische Rechnungen vertieft.

## Ergebnisse

Im folgenden sollen die wesentlichen Ergebnisse der Untersuchung dargestellt werden. Zunächst wird eine kurze Zusammenfassung zu den beobachteten Heizrohrschäden und ihren Ursachen gegeben. Im Anschluß daran werden die Untersuchungsergebnisse zum Verlauf der Heizrohrbruch-Störfälle und die erkennbaren Probleme diskutiert.

Aus der Vergangenheit sind fünf Vorkommnisse bekannt, bei denen eine nennenswerte Leckage an Dampferzeuger-Heizrohren aufgetreten ist. Vier dieser Vorkommnisse ereigneten sich in den USA und eines in Belgien. Tafel 1 enthält einige allgemeine Angaben zu den betroffenen Kernkraftwerken.

Tafel 1: Heizrohrbruch im Dampferzeuger: Betroffene Anlagen

Anlage	Elektrische Leistung (MW)	Anzahl Loops	Betrieb seit
Ginna	490	2	Sept. 1970
Point Beach I	497	2	Dez. 1970
Surry II	822	3	März 1973
Prairie Island I	530	2	Dez. 1973
Doel II	410	2	Dez. 1975

Tafel 2: Angaben zu den in Tafel 1 genannten Vorkommnissen

Anlage	Datum Zustand	Leck Größe Rate	Verhalten	Ursache
GINNA	25. Jan. 82 100 %	1,5 F 170 m <sup>3</sup> /h	stabil	Reibkorrosion (Fremdkörper)
Prairie Island I	2. Okt. 79 100 %	0,5 F 76 m <sup>3</sup> /h	wachsend	Reibkorrosion (Fremdkörper)
Point Beach I	26. Febr. 75 100 %	0,2 F 28 m <sup>3</sup> /h	wachsend	Gleichmaßabtrag Lochfraß und Span- nungsrißkorrosion
Surry II	15. Sept. 76 100 %	0,5 F 76 m <sup>3</sup> /h	stabil	Spannungsriß- korrosion
Doel II	25. Juni 79 0 %	0,3 F 52 m <sup>3</sup> /h	stabil	Spannungsriß- korrosion

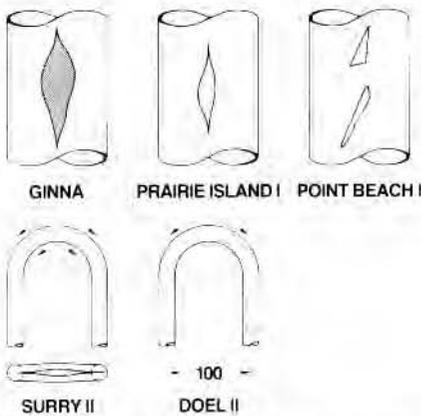


Bild 2: Schadenformen bei Heizrohrbruch in einem Dampferzeuger

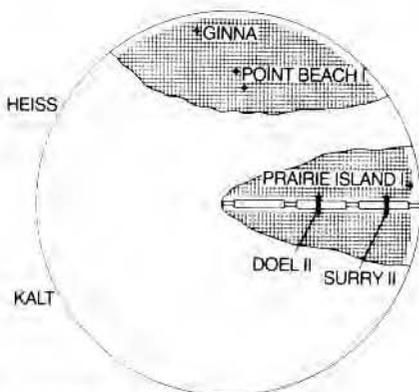


Bild 3: Übersicht über die Bruchlagen

Bei allen betroffenen Anlagen handelt es sich um Druckwasserreaktoren älterer Bauart der Firma Westinghouse. Der Beginn des kommerziellen Betriebes liegt zwischen 1970 bei Ginna und 1975 bei Doel II. Mit Ausnahme der Anlage Surry II, die drei Loops besitzt, haben die Anlagen zwei Loops. Die elektrische Leistung der 2-Loop-Anlagen liegt zwischen 410 und 530 MW, während Surry eine elektrische Leistung von rund 820 MW aufweist.

Von der Größenordnung her sind diese Anlagen in etwa mit den Kernkraftwerken Obrigheim (KW0) bzw. Neckarwestheim (GKN) vergleichbar. Sie weisen aber aufgrund einer zum Teil anderen technischen Konzeption, insbesondere was Einzelheiten der Dampferzeugerkonstruktion und Maßnahmen zur Beherrschung eines Heizrohrbruchs angeht, erhebliche Unterschiede zu deutschen Anlagen auf.

#### Schadensgröße und Schadensursache

Zu den beobachteten Heizrohrschäden faßt Tafel 2 einige Angaben zusammen. Von den fünf bislang aufgetretenen Dampferzeuger-Heizrohrbrüchen ereigneten sich vier bei Vollastbetrieb. Der Störfall in Doel ereignete sich beim Anfahren, als der Primärdruck bereits den Betriebswert erreicht hatte, die Dampferzeuger aber noch isoliert waren.

Bei den fünf Heizrohrbrüchen wurden Leckraten zwischen 28 m<sup>3</sup>/h in Point Beach und 170 m<sup>3</sup>/h in Ginna beobachtet. Die zugehörigen Leckgrößen umfassen einen Bereich von 0,2 F bis etwa 1,5 F. Dabei kennzeichnet „F“ den freien Querschnitt eines Heizrohres. (Der in der Auslegung betrachtete vollständige Abriß eines Heizrohres hat zum Vergleich eine Leckfläche von 2 F.)

Es wurde sowohl spontane Rißbildung als auch kontinuierliches Rißwachstum festgestellt. Der in Point Beach aufgetretene Schaden an zwei Heizrohren gleichzeitig deutet an, daß auch Mehrfachschäden, vermutlich als Folge der zuerst aufgetretenen Leckage, möglich sind. In diesem Fall war aber die integrale Leckfläche kleiner als 0,2 F.

Die bei den Vorkommnissen beobachteten Schadenformen sind in Bild 2 gegenübergestellt. Bild 3 gibt einen Überblick über die zugehörigen Schadensorte im Dampferzeuger. Hinsichtlich der Schadenform und der Ursachen lassen sich drei Gruppen unterscheiden:

- Reibkorrosion durch Fremdkörpereinwirkung,
- Spannungsrißkorrosion in U-Rohrbögen und
- Gleichmaßabtrag in Verbindung mit Lochfraß und Spannungsrißkorrosion.

Bei den durch Reibkorrosion als Folge sekundärseitiger Fremdkörpereinwirkung hervorgerufenen Schäden wurden „fischmaulförmig“ aufgeweitete Axialrisse kurz oberhalb des Rohrbodens festgestellt. Beide Schadstellen lagen auf der heißen Seite im äußeren Bereich des Rohrbündels.

In den beiden Fällen, in denen Spannungsrißkorrosion die Schadensursache war, kam es zu axialen Rissen in einem Rohrbogen der innersten Rohrreihe direkt an der Rohrgasse. Diese Rohrbögen besitzen den geringsten Bogenradius aller Heizrohre. Die aus der Rohrkrümmung resultierende ovale Deformation des Heizrohrquerschnittes führt zu Zugspannungen. In der Anlage Doel war die Ovalisierung des defekten Heizrohres stärker als zulässig. Als Ursache wird hier ein Herstellungsfehler vermutet. In der Anlage Surry führten Denting-Schäden an der obersten Abstandshalterplatte zu einem Zusammendrücken der Rohrbögen und damit zu einer Verringerung des Bogenradius.

Die beiden defekten Heizrohre in der Anlage Point Beach wiesen je zwei axial ausgerichtete, längliche Risse mit unregelmäßig gezackten Rändern auf. An beiden Heizrohren waren die Risse übereinander angeordnet. Die Heizrohre hatten während der anfänglichen vierjährigen Betriebsperiode mit Natrium-Phosphat-Speisewasserkonditionierung eine starke Vorschädigung durch Gleichmaßabtrag erhalten. Die Schädigung durch Lochfraß und Spannungsrißkorrosion ist vermutlich erst nach der Umstellung auf AVT-Konditionierung (All Volatile Treatment) des Speisewassers erfolgt. Die bei dieser Art der Speisewasserbehandlung mögliche Bildung von begrenzten Bereichen mit zu geringem pH-Wert des Speisewassers beschleunigt den Lochfraß wie auch die Spannungsrißkorrosion. Diese Erklärung wird durch die Lage der Risse im mittleren Bereich der heißen Rohrbündelhalfte kurz oberhalb des Rohrbodens, etwa an der Grenze zwischen Schlamm-schicht und freiem Speisewasser, bestätigt.

Ein Punkt soll hier noch gesondert erwähnt werden. Im Rahmen der Maßnahmen in der Anlage Ginna wurden an Heizrohren, die bei früheren Revisionen verschlossen worden waren, zum Teil erhebliche Schäden festgestellt. Einige der verschlossenen Heizrohre waren durch die Einwirkung des Sekundärdruckes eingeebult. (Die Heizrohre werden im drucklosen Zustand verschlossen.) Andere verschlossene Heizrohre waren einseitig abgerissen, Teile von Heizrohren hatten sich vollständig gelöst und wurden an verschiedenen Stellen des Rohrbündels bzw. auf dem Rohrboden gefunden.

Derart stark beschädigte Heizrohre sind eine Gefahr für die Integrität der umgebenden intakten Heizrohre, da sie durch strömungsinduzierte Schwingungen ähnliche Schäden an Heizrohren hervorrufen können wie Fremdkörper.

Zusammenfassend läßt sich zu den Heizrohrschäden und ihren Ursachen folgendes festhalten:

- Die Leckgröße war in allen Fällen kleiner als 2 F.
- In einem Fall wiesen zwei Heizrohre Lecks auf, wobei aber die integrale Leckfläche kleiner als 0,2 war.
- Die Schäden hatten unterschiedliche Ursachen, die zum Teil auch in deutschen Anlagen auftreten können. Eine Beziehung zwischen Leckgröße und Schadensursache ist nicht erkennbar.
- An verschlossenen Heizrohren können erhebliche Schäden auftreten, wie die Erfahrungen aus Ginna zeigen.

#### Störfallerkennung

Um den Störfall zu erkennen und den defekten Dampferzeuger zu identifizieren, stehen eine Reihe von Kriterien zur Verfügung, die in Bild 4 schematisch dargestellt sind. Die Pfeile neben den Buchstaben sollen die Veränderung der zugehörigen Größe bei einem Heizrohrbruch andeuten.

Wie alle anderen Kühlmittelverluststörfälle führt auch ein Heizrohrbruch zum Absinken von Füllstand und Druck im Druckhalter. Gleichzeitig wird sich die Einspeiserate des Volumenregelsystems erhöhen und die Entnahmerate verringern, um dem Füllstandsabfall entgegenzuwirken. Durch den Kühlmittelübertritt auf die Sekundärseite des defekten Dampferzeugers steigt dort die Aktivität im Speisewasser und im Frischdampf. Dies führt zu einem Ansprechen der Aktivitätsmeßstellen an der Kondensatorabsaugung und der Dampferzeugerabschlammung. Bei deutschen Anlagen gibt es außerdem Aktivitätsmeßstellen an den Frischdampfleitungen der Dampferzeuger.

Der Kühlmittelübertritt auf die Sekundärseite des defekten Dampferzeugers führt im Prinzip zu einem Anstieg des Füllstandes. Als Folge ändert die Regelung die Stellung des Speisewasserregelventils, die Speisewasserzufuhr verringert sich und es entsteht ein Ungleichgewicht zwischen Speisewasser- und Frischdampfdurchsatz.

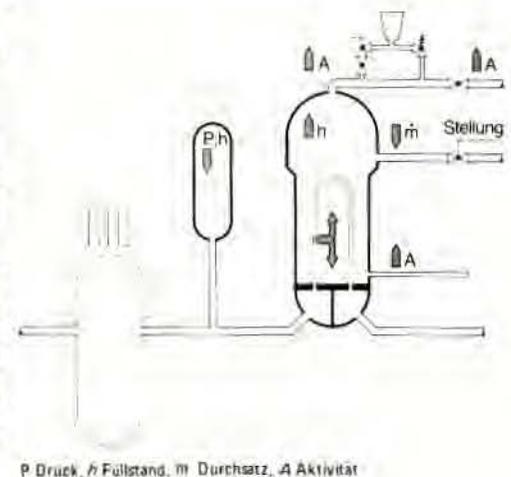
Für die Identifikation des defekten Dampferzeugers können nicht alle aufgeführten Kriterien genutzt werden. Hier sind nur solche Messungen verwendbar, die spezifisch für jeden einzelnen Dampferzeuger sind.

Faßt man die Erfahrungen aus den betrachteten Heizrohrbrüchen zusammen, so ergibt sich folgendes Bild: Im Durchschnitt lagen die Zeiten für die Störfallerkennung und die Identifikation des defekten Dampferzeugers bei etwa 15 Minuten. Unter sehr günstigen Randbedingungen waren nur wenige Minuten erforderlich. Selbst unter stark erschwerten Bedingungen im Fall Point Beach war eine Identifikation des defekten Dampferzeugers innerhalb von 30 Minuten möglich.

Angesichts dieser Erfahrungen ist zu erwarten, daß die Erkennung eines eventuellen Heizrohrbruchs und die Identifikation des defekten Dampferzeugers in deutschen Druckwasserreaktoren sicher innerhalb von 30 Minuten – wie im Genehmigungsverfahren angenommen – durchgeführt werden können. Dies gilt um so mehr, da deutsche Druckwasserreaktoren zusätzlich Aktivitätsmeßstellen an den Frischdampfleitungen der einzelnen Dampferzeuger besitzen, die in den Reaktorschutz eingebunden sind.

Trotz dieser insgesamt positiven Bilanz haben die untersuchten Vorkommnisse einige Probleme hinsichtlich der Identifikation des defekten Dampferzeugers erkennen lassen, die grundsätzlich auch für deutsche Anlagen von Bedeutung sein könnten und deshalb im folgenden kurz angesprochen werden sollen.

Interessant erscheint, daß in keinem der betrachteten Fälle die Identifikation des defekten Dampferzeugers, wie im Sicherheitsbericht angenommen, anhand der Aktivitätsüber-



P Druck, h Füllstand, m Durchsatz, A Aktivität

Bild 4: Erkennungskriterien für den Heizrohrbruch

wachung der Dampferzeugerabschlammung erfolgen konnte. Zwar lagen hierfür im Einzelfall sehr unterschiedliche Ursachen vor, doch ist der Tatbestand insgesamt bemerkenswert, zumal bei deutschen Anlagen die Abschlammung und die zugehörigen Aktivitätsmeßstellen ähnlich aufgebaut sind wie in den betrachteten ausländischen Anlagen.

Zum Teil traten im Verlauf der Vorkommnisse Fehlerregungen bzw. Fehlfunktionen verschiedener Aktivitätsmeßstellen auf, durch die die Störfallerkennung erschwert wurde. Im wesentlichen ging dies zurück auf unzureichende Abschirmung der Meßstellen in Verbindung mit ungünstiger räumlicher Anordnung in der Nähe von Rohrleitungen und Filtern, die im Störfall erhöhte Aktivität führen.

In drei der betrachteten Fälle erfolgte die Identifizierung des defekten Dampferzeugers aufgrund des Füllstandsverhaltens des Dampferzeugers. Zwar wurde in allen drei Fällen der defekte Dampferzeuger aufgrund seines Füllstandsverlaufes richtig erkannt, jedoch kann dieser Weg schwierig sein, da der Füllstandsanstieg durch den Leckenstrag von betrieblichen und störfallbedingten Vorgängen kompensiert oder überlagert sein kann. Im Fall Daet, wo die Dampferzeuger bei Störfalleintritt noch speiswasser- und frischdampfseitig isoliert waren und wo damit der Füllstandsverlauf in den Dampferzeugern praktisch das einzige Kriterium zur Identifikation des defekten Dampferzeugers war, zeigte sich allerdings kein Problem, da innerhalb weniger Minuten ein deutlich erkennbarer Füllstandsanstieg im defekten Dampferzeuger vorhanden war.

Erwähnt werden soll noch, daß in zwei Vorkommnissen zur Identifikation des defekten Dampferzeugers transportable Monitore eingesetzt wurden. Dieses Verfahren lieferte sehr zuverlässige Aussagen.

### Störfallablauf

Zum besseren Verständnis der Ausführungen zum Störfallablauf soll zunächst kurz auf den auslegungsgemäßen Ablauf eines Heizrohrbruches in den untersuchten Anlagen eingegangen werden.

Anders als die deutschen Druckwasserreaktoren besitzen die ausländischen kein für den DE Heizrohrbruch spezifisches Anlegekriterium, wie zum Beispiel die Aktivitätsüberwachung an den Frischdampfleitungen. Deshalb werden vom Reaktorschutzsystem auch keine für diesen Störfall spezifische Maßnahmen eingeleitet, vielmehr wird der Störfall zunächst wie jede andere kleine Primärkreisleckage behandelt.

Entsprechend kommt es durch Druckabfall im Reaktorkühlkreislauf zunächst zur Reaktor- und Turbinenschnellabschaltung und kurz darauf zur Hochdruck-Sicherheitseinspeisung, zum Containmentabschluß, Abschalten der Hauptspeisewasserpumpen und Start der Notspeisepumpen. Je nach Anlage werden bei Unterschreiten eines bestimmten Druckes im Reaktorkühlkreislauf die Hauptkühlmittelpumpen vorsichtshalber von Hand abgeschaltet. (Dieses Vorgehen ist aber seit einiger Zeit stark in der Diskussion.) Während der Suche nach dem defekten Dampferzeuger wird mit dem sekundärseitigen Abfahren der Anlage über die Frischdampfumleitstation oder, wenn diese nicht verfügbar ist, über die Ablaseregulventile für Frischdampf begonnen. Nachdem der Druck im Reaktorkühlkreislauf ausreichend abgesunken und die Sicherheitseinspeisung abgeschaltet ist, wird der defekte Dampferzeuger isoliert und die Anlage so weit abgefahren, daß die Nachkühlsysteme zugeschaltet werden können.

### Verhalten von Schutz- und Sicherheitssystemen

In allen untersuchten Fällen erfolgten die vorgesehenen Schutzmaßnahmen wie Reaktorschnellabschaltung, Turbinenschnellabschaltung, Hochdruck-Sicherheitseinspeisung, Containmentabschluß usw. auslegungsgemäß bei Erreichen der vorgegebenen Grenzwerte. Bei den Vorkommnissen mit kleinerer Leckage und somit langsamerem Ablauf regte die Betriebsmannschaft einzelne Maßnahmen bereits vor Erreichen der entsprechenden Grenzwerte von Hand an. Lediglich in einem Fall kam es zu Schwierigkeiten bei dem Versuch, das Sicherheitseinspeisesignal zurückzusetzen. Dies führte zu einer unnötig langen Sicherheitseinspeisung und einem entsprechenden Füllstandsanstieg im defekten Dampferzeuger.

Die in allen Fällen beobachtete Anregung der Notspeisung für die Dampferzeuger erfolgte auslegungsgemäß. Wie die Erfahrung zeigt, war diese Maßnahme in zweierlei Hinsicht mit gewissen Nachteilen verbunden: Zum einen kam es, bedingt durch den vermaschten Aufbau und die Funktionsweise des Systems, im defekten Dampferzeuger zu einem zusätzlichen Speisewassereintrag und damit zu einem starken Füllstandsanstieg über den betrieblichen Regelwasserstand hinaus. Zum anderen besitzen die betroffenen Anlagen neben zwei elektrisch betriebenen Notspeisepumpen eine Turbo-Notspeisepumpe, die ihren Antriebsdampf aus den Frischdampfleitungen bezieht und über Dach abgibt (Bild 5). Über diese Pumpe wurde in allen Fällen kurzzeitig kontaminierter Frischdampf in die Umgebung abgegeben. Zwar ist bei den deutschen Druckwasserreaktoren die Situation beim Notspeisesystem durch die strangweise Trennung günstiger, doch kann bei den drei Anlagen mit Turbo-Notspeisepumpen die Abgabe von kontaminiertem Frischdampf bei einem Heizrohrbruch nicht grundsätzlich ausgeschlossen werden.

### Primärkreisverhalten

In zwei der betrachteten fünf Fälle bereitete die Regelung von Druck und Füllstand im Reaktorkühlkreislauf keine

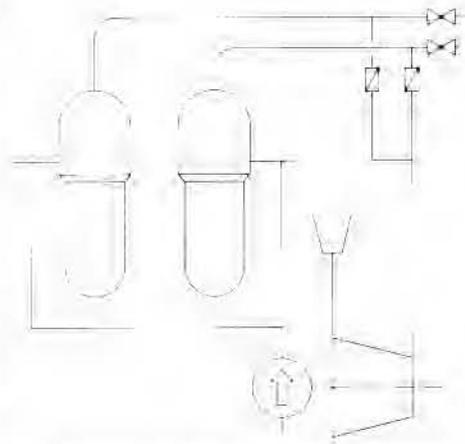


Bild 5: Notspeisung beim Heizrohrbruch in einem Dampferzeuger

Probleme. In einem dieser Fälle war die Leckage so gering, daß sie mit dem Volumenregelsystem überspeist werden konnte. Im anderen Fall dient das Hochdruck-Sicherheitseinspeisensystem gleichzeitig auch als Volumenregelsystem und kann daher mit relativ großer Förderrate bei Betriebsdruck in den Primärkreis einspeisen.

In den übrigen drei Fällen sank der Druckhalterfüllstand unter den Anzeigebereich, bevor die Hochdruck-Sicherheitseinspeisung angeregt wurde. Eine anschließende Anhebung des Druckhalterfüllstandes mit der Sicherheitseinspeisung allein war nicht möglich. Hierzu ist eine Entspannung des Dampfplasters im Druckhalter notwendig. Nach Wiederherstellen der erforderlichen Voraussetzungen wurde dies mit Hilfe der Druckhalterabblaseventile bzw. der betrieblichen Sprühung durchgeführt. Die gemachten Erfahrungen zeigen, daß beide Verfahren schwer dosierbar sind, da es in zwei der drei Fälle zum Vollaufen des Druckhalters kam. Als Folge reagierte der Druck im Reaktorkühlkreislauf sehr empfindlich auf kleine Schwankungen des Kühlmittelinventars, was die weitere Störfallbehandlung zunächst erschwerte.

Insgesamt kann gesagt werden, daß die beobachteten Schwierigkeiten bei der Kontrolle von Druck- und Füllstand im Reaktorkühlkreislauf wesentlich mit der Anregung von Sicherheitseinspeisung und Gebäudeabschluß sowie der damit verbundenen Nichtverfügbarkeit zahlreicher betrieblicher Systeme oder Komponenten zusammenhängen. Dagegen erwies es sich als vorteilhaft für die Beherrschung des Heizrohrbruches, wenn die Hauptkühlmittelpumpen und das Volumenregelsystem in Betrieb waren.

In zwei der betrachteten Fälle mit Heizrohrbruch kam es zum Abschalten der Hauptkühlmittelpumpen. Beide Male bildete sich der Naturumlauf wie erwartet aus. Der Störfall in Prairie Island I zeigt, daß auch im Naturumlauf mit nur einem Dampferzeuger eine schnelle Abkühlung des Primärkreises (mehr als 100 K/h) und eine zügige Druckentlastung bis etwa auf den Druck im defekten Dampferzeuger möglich ist.

Die Erfahrungen zeigen aber auch, daß bei Naturumlauf einige Besonderheiten zu beachten sind. Nach dem Isolieren des defekten Dampferzeugers stagniert die primärseitige Durchströmung dieses Dampferzeugers bei Naturumlauf fast vollständig. Dies kann, besonders bei Einspeisung von kaltem Borwasser durch die Sicherheitseinspeisung, zu irreführenden Anzeigen der Kühlmitteltemperaturen im defekten Loop sowie der daraus errechneten Reaktorleistung führen.

Während die Abkühlung des Primärkreises und dessen Druckabsenkung bis zum annähernden Druckausgleich mit dem defekten Dampferzeuger unproblematisch war, ergaben sich bei der weiteren gemeinsamen Druckentlastung Schwierigkeiten. Da das Kühlmittel im Primärkreis bei Naturumlauf nur gering durchmischt wird, besteht die Gefahr, daß sich bei Rückströmung von Speisewasser aus dem defekten Dampferzeuger in den Primärkreis borarme Strahlen im Kern ausbilden. Deshalb wurde der Kühlmitteldruck in einem solchen Fall geringfügig oberhalb des Druckes im defekten Dampferzeuger gehalten. Dies macht nicht nur die Druckentlastung des defekten Dampferzeugers über den Primärkreis unmöglich, sondern führt durch den verbleibenden Leckstrom zum weiteren Auffüllen und zu entsprechender Druckerhöhung der isolierten Sekundärseite. Eine Druckentlastung des defekten Dampferzeugers ist dann, ohne zusätzliche Maßnahmen, nur sehr langsam durch Auskühlen möglich.

Entsprechend langsam verläuft dann auch die Primärkreisdruckentlastung.

### Sekundärkreis

Mit Ausnahme des Störfalles in Surry II sind bei den betrachteten Heizrohrbrüchen verschiedene Schwierigkeiten auf der Sekundärseite aufgetreten. Das wesentliche Problem in diesen Anlagen war die Begrenzung von Druck und Füllstand im defekten Dampferzeuger. In allen vier Fällen lief der defekte Dampferzeuger vollständig oder zumindest weitgehend voll. Wesentliche Ursache hierfür waren der Betrieb der Sicherheitseinspeisung in Verbindung mit einem zum Teil sehr frühzeitigen Isolieren des defekten Dampferzeugers.

Durch hohen Druck, der dem Primärkreis durch die Sicherheitseinspeisung aufgeprägt wurde, ergab sich ein hoher Kühlmittelübertrag in den defekten Dampferzeuger, der dessen Füllstands- und Druckanstieg kurzfristig beschleunigte. Zusätzlich wurde in einigen Fällen der als defekt identifizierte Dampferzeuger entgegen den Vorschriften bei laufender Sicherheitseinspeisung, das heißt hohem Kühlmitteldruck isoliert. Soweit es im weiteren Störfallablauf gelang, den Kühlmitteldruck durch Rücksetzen der Sicherheitseinspeisung und andere Maßnahmen zügig abzusenken, hatte dies keine schwerwiegenden Folgen für den Druck im defekten Dampferzeuger.

In der Anlage Ginna, wo von allen Fällen das Leck am größten war und die Sicherheitseinspeisung mehrfach relativ lange betrieben wurde, führten der Druck- und Füllstandsanstieg im defekten Dampferzeuger bereits nach knapp einer Stunde erstmalig zum Ansprechen eines Frischdampfsicherheitsventils und damit zu einer Aktivitätseinstellung. Dieses Sicherheitsventil öffnete im weiteren Verlauf mehrfach und schloß letztlich nach Abblasen von Zweiphasengemisch bzw. von Wasser für längere Zeit nicht vollständig dicht.

Eine derartige Anregung des Frischdampfsicherheitsventils war nur möglich, weil zuvor der Ansprechdruck des absperzbaren Abblaseventils über den Ansprechdruck der Frischdampfsicherheitsventile hochgesetzt worden war, um frühzeitige Aktivitätsablätungen über das Abblaseventil zu vermeiden. Wie die Erfahrungen zeigen, kann sich diese Maßnahme nachteilig auswirken. Angesichts der Tatsache, daß die Abblaseventile zusätzlich absperbar sind, erscheint es sinnvoller, den Frischdampfdruck notfalls zunächst über die Abblaseventile zu begrenzen.

Bei Vollaufen des defekten Dampferzeugers trat eine weitere Schwierigkeit auf. Der Füllstand lag in einem solchen Fall weit oberhalb des Anzeigebereiches der Niveaumessung und konnte nur unter Berücksichtigung der relativ ungenau bekannten Leckrate abgeschätzt werden.

In der Mehrzahl der Fälle wurde der defekte (isolierte) Dampferzeuger bei laufenden Hauptkühlmittelpumpen langfristig durch Rückströmen des Speisewassers in den Primärkreis und Entnahme über das Volumenregelsystem entlastet und entladen. Dieses Vorgehen, das auch bei einer Reihe von deutschen Anlagen vorgesehen ist, hat sich insgesamt bewährt. Trotzdem sollen einige Aspekte kurz diskutiert werden.

Zu beachten ist, daß diese Fahrweise eine ständige Kontrolle der Borkonzentration im Primärkreis erfordert. Im Naturumlauf ist die Fahrweise problematisch, da das Kühlmittel nicht ausreichend gut durchmischt wird und damit die Ge-

fahr besteht, daß es zu Reaktivitätsstörungen im Kern durch Ausbildung von borarmen Strahlen kommt.

In einem Fall wurden während der Niveauabsenkung im defekten Dampferzeuger durch Entnahme von Speisewasser über den Primärkreis und das Volumenregelsystem Heizrohrlagen freigelegt. Als Folge wurde das Dampfpolster im defekten Dampferzeuger weitgehend kondensiert, der Frischdampfdruck sank stark ab und der defekte Dampferzeuger lief erneut voll.

Im Zusammenhang mit dem Entladen des defekten Dampferzeugers über den Primärkreis und das Volumenregelsystem ist noch ein weiteres, in Ginna beobachtetes Problem aufgetreten. Um eine kontrollierte Rückströmung in den Primärkreis zu erhalten, muß der Primärdruck geringfügig unter den Druck im defekten Dampferzeuger abgesenkt werden. Dies erfordert insbesondere für den Fall, daß der Füllstand im betroffenen Dampferzeuger oberhalb des Meßbereiches liegt, sowohl eine präzise Druckanzeige im defekten Dampferzeuger als auch im Primärkreis.

In Ginna ergaben sich durch Fehkalibrierung einer Druckmessung Schwierigkeiten bei der Einstellung der vorgegebenen Druckdifferenz, durch die das Abfahren stark verzögert wurde.

Faßt man die Ergebnisse zum Störfallaufbau kurz zusammen, so läßt sich folgendes festhalten: Die Anlagen konnten in allen Fällen sicher abgefahren werden. Die Sicherheitseinrichtungen, insbesondere die Reaktorschnellabschaltung und die Sicherheitseinspeisung, wurden – wie in der Auslegung vorgesehen – bei Erreichen der entsprechenden Grenzwerte angeregt. Insgesamt trat aber eine Reihe von Problemen auf, die im Einzelfall die Beherrschung des Störfalles erschwerten und verzögerten.

Im Lichte der Erfahrungen erscheint das in den ausländischen Anlagen zugrundeliegende Konzept, einen Heizrohrbruch in der Anfangsphase wie einen kleinen Kühlmittelverluststörfall zu behandeln, nicht optimal. Durch die automatische Anregung der Sicherheitseinspeisung wird zwar das Hauptziel, den Kühlmittelverlust zu ergänzen, schnell erreicht, auf der anderen Seite prägt die Sicherheitseinspeisung dem Primärkreis aber einen relativ hohen Druck auf und die Leckrate bleibt verhältnismäßig groß.

Bei einem kleinen Leck in einer Hauptkühlmittelleitung ist dies von untergeordneter Bedeutung, da die Leckage ins Containment gelangt. Beim Heizrohrbruch hingegen erfolgt die Leckage auf die Sekundärseite des defekten Dampferzeugers. Hier muß die Leckrate möglichst rasch gesenkt werden, um den Aktivitätsübertritt sowie den Füllstands- und Druckanstieg im defekten Dampferzeuger zu begrenzen. Dazu ist ein umsichtiges und zügiges Handeln der Betriebsmannschaft erforderlich. Treten zusätzliche Störungen auf, können sich hier Schwierigkeiten ergeben.

#### Ergebnisse von anlagendynamischen Rechnungen zu KWU-Druckwasserreaktoren

Im Gegensatz zu den ausländischen Druckwasserreaktoren werden bei deutschen Anlagen von der Aktivitätsüberwachung an den Frischdampfleitungen im Falle eines Heizrohrbruches gezielte Schutzmaßnahmen abgeleitet. Im wesentlichen beinhalten diese Maßnahmen:

1. Reaktorschnellabschaltung,
2. schnelle Absenkung des Primärdruckes und damit Stabilisierung des Füllstandes im Druckhalter durch
  - verzögerte Turbinenschnellabschaltung,
  - Hilfssprühen im Druckhalter,
  - Abschalten der Kühlmitteldruckbegrenzung und der Druckhalterheizung,
3. Herabsetzung des Ansprechwertes der Frischdampfumleitstation, das heißt Begrenzung des Frischdampfdruckes auf einem relativ tiefen Niveau.

Durch die aufgeführten Maßnahmen wird der Füllstand im Druckhalter stabilisiert, ohne daß es zur Anregung der Sicherheitseinspeisung und der damit verbundenen Folgeprobleme kommt. Dieses Konzept wird durch die Erfahrungen bei den betrachteten Heizrohrbrüchen bestätigt.

Bei ordnungsgemäßer Funktion der vorgesehenen automatischen Maßnahmen sollte deshalb ein Heizrohrbruch in einem deutschen Druckwasserreaktor günstiger verlaufen, als es in den aufgetretenen Fällen zu beobachten war. Nimmt man zusätzliche Störungen an oder unterstellt man ungünstige Randbedingungen, so sind auch in deutschen Druckwasserreaktoren Heizrohrbruchabläufe denkbar, die zur Anregung der Sicherheitseinspeisung führen. Im Prinzip würde dann eine vergleichbare Situation vorliegen wie in den betrachteten ausländischen Anlagen. Als Vertiefung wurden zu dieser Fragestellung einige beispielhafte anlagendynamische Rechnungen durchgeführt, über die zum Abschluß kurz berichtet werden soll.

Referenz für die Rechnungen war die Anlage Biblis B. Die Rechnungen wurden mit dem in der GRS entwickelten Notkühlprogramm DRUFAN durchgeführt. Dieses Programm bietet durch seinen Aufbau die Möglichkeit, alle im Falle eines Heizrohrbruches relevanten Systeme und Einrichtungen nachzubilden.

Als Basistat dient die vollständige Abriß eines Heizrohres bei Vollastbetrieb der Anlage ohne zusätzliche Störungen. In den anschließenden Rechnungen wurden im wesentlichen folgende Fälle betrachtet:

- Versagen der Hilfsspeisung im Druckhalter,
- Beginn des sekundärseitigen Abfahrens durch die Betriebsmannschaft nach wenigen Minuten (Auslegungsrechnung: 30 Minuten),
- Versagen der Frischdampf-Minimaldruckregelung (Turbinenstellventile werden nicht angedrosselt),
- sofortige Turbinenschnellabschaltung gleichzeitig mit Reaktorschnellabschaltung,
- kein Ansprechen der Grenzwerte der Aktivitätsmeßstellen an den Frischdampfleitungen, das heißt keine Auslösung der Heizrohrbruchspezifischen Maßnahmen (Dieser Fall ist bei geringer Reaktorleistung nicht auszuschließen. Für die Rechnung wurde ungünstig als obere Grenze eine Reaktorleistung von 30 % angenommen.),
- Versagen von zwei Heizrohren.

Die Rechnungen konzentrierten sich im wesentlichen auf die Frage, ob es bei zusätzlichen Störungen zur Hochdruck-Sicherheitseinspeisung kommt oder nicht, da dies für den weiteren Ablauf, wie die ausländischen Erfahrungen zeigen, von größerer Bedeutung sein kann.

Bild 6 zeigt im Vergleich Ergebnisse zum auslegungsgemäßen Heizrohrbruch und zu einem Heizrohrbruch, bei dem zusätz-

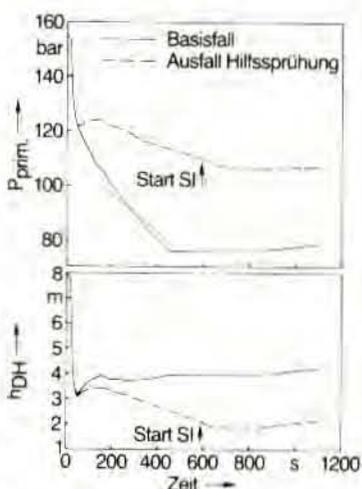


Bild 6: Primärkreisdruck und Wasserstand im Druckhalter beim Heizrohrbruch in einem Dampferzeuger

lich der Ausfall der Hilfssprühung im Druckhalter angenommen wurde. Aufgetragen sind jeweils der Druck im Primärkreis und der Füllstand im Druckhalter.

Im Basisfall werden Primärdruck und Leckrate durch die Druckhalterhilfssprühung rasch reduziert. Damit kann der Füllstand im Druckhalter oberhalb des Anregegrenzwertes für die Sicherheitseinspeisung stabilisiert werden und die Sicherheitseinspeisung läuft nicht an.

Bei Ausfall der Hilfssprühung fällt der Druck im Primärkreis wesentlich langsamer ab als im Basisfall. Damit bleiben die Druckdifferenz über der Leckstelle und der Leckstrom relativ hoch, so daß der Leckstrom mit dem Volumenregelsystem nicht überspeist werden kann. Als Folge läuft der Druckhalter allmählich leer, was parallel zu einem langsamen Absinken des Primärdruckes führt. Ohne zusätzliche Handmaßnahmen werden bei Ausfall der Hilfssprühung nach rund zehn Minuten die Anregekriterien für die Sicherheitseinspeisung erreicht.

Tafel 3: Zusammenfassung der Ergebnisse aller durchgeführten Rechenläufe

Rechenfall	Sicherheitseinspeisung [min]
Ausfall Hilfssprühung	10
Frühes sekundärseitiges Abfahren (Beginn nach drei Minuten)	19
Verzögerte $P_{\min}$ -Regelung	keine Auslösung
Unverzögerte Turbinenschnellabschaltung	keine Auslösung
Kein N 16-Signal (Teillastausfall)	12
Bruch von zwei Heizrohren	keine Auslösung (Druckhalterniveau knapp über Anregewert)

In Tafel 3 sind die entsprechenden Ergebnisse für alle durchgeführten Rechenläufe zusammengefaßt.

Bei den Rechnungen wurden keine zusätzlichen Handmaßnahmen unterstellt. Die Ergebnisse zeigen einige beispielhafte Situationen auf, in denen es bei einem Heizrohrbruch auch in deutschen Anlagen zur Anregung einer Sicherheitseinspeisung kommt. Die in den Rechnungen ausgewiesene Zeit bis zur Anregung der Sicherheitseinspeisung liegt in allen untersuchten Fällen über zehn Minuten. In dieser Zeit sind im allgemeinen zusätzliche Handmaßnahmen durchführbar, mit denen in einem Teil der Fälle die Sicherheitseinspeisung vermeidbar wäre.

### Zusammenfassung

Faßt man die Ergebnisse der gesamten Untersuchung zusammen, so läßt sich folgendes festhalten:

In der Vergangenheit sind fünf Vorkommnisse aufgetreten, bei denen eine größere Leckage eines Dampferzeugerheizrohres zu beobachten war. Alle Vorkommnisse traten in ausländischen Anlagen auf. In allen Fällen konnte die Anlage sicher abgefahren werden, obwohl im Einzelfall eine Reihe zusätzlicher Störungen und Schwierigkeiten zu verzeichnen war. Ein Teil der bei den betrachteten Vorkommnissen erkennbaren Probleme ist zumindest grundsätzlich unmittelbar auf deutsche Druckwasserreaktoren übertragbar. Beispiele hierfür wären die Beschädigung von Heizrohren durch Fremdkörpereinwirkung oder die Schwierigkeiten mit der Aktivitätsmessung in der Dampferzeugerabschlammung. Ob eine Übertragbarkeit tatsächlich gegeben ist und welche Bedeutung sie besitzt, mußte für jede Anlage im Einzelfall geprüft werden.

Die gewichtigeren der aufgetretenen Probleme hängen praktisch alle mit dem in den betroffenen Anlagen zugrundeliegenden Konzept zur Beherrschung von Dampferzeugerheizrohrbrüchen zusammen. In diesen Anlagen wird ein Dampferzeugerheizrohrbruch in der Anfangsphase wie ein kleiner Kühlmittelverluststörfall behandelt, was zur Sicherheitseinspeisung und zum Gebäudeabschluß führt. Damit ist zwar ein ausreichendes Kühlmittelinventar im Reaktorkühlmittelauf sichergestellt, auf der anderen Seite erfordert dieses Konzept aber speziell beim Heizrohrbruch ein zügiges und umsichtiges Handeln der Betriebsmannschaft, um den Kühlmittelübertritt auf die Sekundärseite des defekten Dampferzeugers und damit dessen Füllstands- und Druckanstieg rasch zu begrenzen. Wie die Erfahrung zeigt, können sich hier bei Auftreten zusätzlicher Störungen Schwierigkeiten einstellen.

Im Gegensatz zu den betroffenen ausländischen Anlagen werden bei deutschen Druckwasserreaktoren im Falle eines Heizrohrbruchs vom Reaktorschutzsystem speziell auf diesen Störfall abgestimmte automatische Maßnahmen eingeleitet. Bei ordnungsgemäßer Funktion dieser Maßnahmen sind vergleichbare Schwierigkeiten wie in den ausländischen Anlagen nicht zu erwarten.

Die beispielhaft durchgeführten anlagendynamischen Rechnungen für deutsche Druckwasserreaktoren zeigen aber, daß bei Störungen in den vorgelagerten Sicherheitsmaßnahmen oder unter ungünstigen Randbedingungen auch in deutschen Anlagen Störfallabläufe denkbar sind, bei denen es zur Anregung der Notkühlkriterien und damit unter anderem zum Anlaufen der Sicherheitseinspeisung kommt. In einem solchen Fall wäre die Situation im Prinzip mit den Gegebenheiten in den betrachteten ausländischen Anlagen vergleichbar. Un-

ter diesem Gesichtspunkt gewinnen die entsprechenden, dort gewonnenen Erfahrungen für deutsche Druckwasserreaktoren eine Bedeutung. Diese Feststellung wird aber insoweit relativiert, als die Anregung der Sicherheitseinspeisung in den deutschen 4-Loop-Anlagen bei vergleichbaren Randbedingungen deutlich später erfolgen würde als in den betroffenen 2-Loop-Anlagen, so daß mehr Zeit für zusätzliche Handmaß-

nahmen zur Verfügung stünde, um eine Sicherheitseinspeisung zu vermeiden.

Die Ergebnisse der Untersuchung werden im einzelnen in einem ausführlichen Bericht dokumentiert. Sie stehen damit den einzelnen Anlagen für die Schulung des Personals und die Überprüfung der Betriebshandbücher und der Systemtechnik zur Verfügung.

## Diskussion

J. Bohnstedt (Allianz-Zentrum für Technik):

Ist Ihnen bekannt, warum bei den Westinghouse-Anlagen auf die Aktivitätsmessung in der Frischdampfleitung verzichtet wird, denn das ist doch wohl der einfachste Weg zur Erkennung eines Heizrohrbruchs und zur Identifizierung des betroffenen Dampferzeugers.

K. Kotthoff (GRS):

Das Konzept der Firma Westinghouse sieht auch bei neueren Anlagen das Erkennen eines Heizrohrlecks über die Aktivitätsmessung an den Frischdampfleitungen nicht vor. Dies resultiert vermutlich aus der grundsätzlichen Überlegung, die vom Reaktorschutzsystem ausgelösten automatischen Maßnahmen möglichst einfach und überschaubar zu halten und speziellere Maßnahmen, für die ausreichend Zeit zur Verfügung steht, der Betriebsmannschaft zu überlassen. In der Bundesrepublik wurde schon frühzeitig die Betonung stärker auf automatische Maßnahmen gelegt. Dies hat einerseits dazu beigetragen, daß das Reaktorschutzsystem deutlich komplexer ist, ermöglicht aber andererseits, im Einzelfall gezielter auf Störungen bzw. Storfälle zu reagieren.

W. Hawickhorst (KWU):

Sie haben nicht weiter ausgeführt, warum der defekte Dampferzeuger in keinem Fall über die Aktivitätsmeßstellen in der Dampferzeugerabschlammung detektiert wurde. Muß man dahinter eine systematische Ursache vermuten, auch im Hinblick darauf, daß diese Meßstellen ja gerade nicht für die Identifizierung großer, schnell öffnender Lecks vorgesehen sind?

K. Kotthoff (GRS):

Die Ursachen dafür, daß in keinem Fall eine Identifikation des defekten Dampferzeugers mit Hilfe der Aktivitätsmessung in der Abschlammung möglich war, sind sehr unterschiedlich. Hinweise auf eine systematische Ursache sind nicht erkennbar.

In der Anlage Doel zum Beispiel, die gerade angefahren wurde, waren die Dampferzeuger sekundärseitig noch vollständig isoliert. Die Abschlammung befand sich also noch nicht in Betrieb, so daß die Aktivitätsmessung nicht ansprechen konnte.

Im Fall Ginna wurde nach wenigen Minuten der Gebäudeabschluß ausgelöst, der unter anderem auch die Dampferzeugerabschlammung zuführt. Vermutlich reichte hier die Zeit nicht aus, um das übergetretene Primärkühlmittel so weit mit dem Speisewasser zu durchmischen, daß genügend Aktivität in die Abschlammung eingetragen würde.

Bei den übrigen drei Vorkommnissen waren ungünstige Anordnung der Meßstelle bzw. Fehljüstierung des Probenabstromes und Fehlfunktion des Zählrohres durch hohen Strahlenpegel die Gründe für das Ausbleiben entsprechender Anzeigen der Aktivitätsmeßstelle in der Abschlammung.

V. Hoensch (GKN):

Im Falle Doel waren die Dampferzeuger isoliert, also erfolgte die Detektion über den Füllstand, in zwei Fällen über transportable Aktivitätsmeßstellen. Wie wurden bei den insgesamt fünf Fällen die beiden restlichen defekten Dampferzeuger geortet?

K. Kotthoff (GRS):

Zur Identifikation des defekten Dampferzeugers können neben der Aktivitätsmessung in der Dampferzeugerabschlammung der Füllstand im Dampferzeuger, die Stellung des Speisewasserregelventils und der Vergleich zwischen Speisewasser- und Frischdampfdurchsatz genutzt werden. Die letztgenannten drei Größen zeigen im defekten Dampferzeuger, abhängig von der Leckgröße, eine mehr oder weniger deutliche Abweichung von den übrigen Dampferzeugern. Letztlich erfolgte in vier der fünf untersuchten Vorkommnisse die Identifikation des defekten Dampferzeugers über seinen Füllstandsverlauf. In der Anlage Ginna wurde die Diagnose zur Vorsicht zusätzlich noch mit einem tragbaren Monitor abgesichert. Im fünften Fall war die Leckrate relativ gering, so daß eine Identifizierung des defekten Dampferzeugers anhand der genannten Kriterien sehr unsicher war. Hier wurde die Identifizierung mit Hilfe eines tragbaren Monitors vorgenommen.

L.F. Franzen (IAEA):

Reichen die in internationalen Störfallmeldesystemen enthaltenen Informationen aus, um Auswertungen über ausländische Vorkommnisse durchzuführen, wie Sie sie hier beschrieben haben, oder waren für Ihre Arbeiten Zusatzinformationen notwendig?

K. Kotthoff (GRS):

Bezogen auf die hier untersuchten Vorkommnisse läßt sich keine gültige Antwort auf diese Frage geben. Die überwiegende Zahl der betrachteten Vorkommnisse ereignete sich zu einer Zeit, als es noch kein funktionsfähiges internationales Meldesystem für besondere Vorkommnisse gab. Erst 1980 wurde von den OECD-Ländern ein solches Meldesystem, das „Incident Reporting System“ eingeführt. Das Vorkommnis

in Ginna wurde im Rahmen dieses Systems gemeldet. Obwohl die entsprechenden Informationen recht detailliert waren, reichten sie für die von uns durchgeführte Untersuchung nicht aus, das heißt, es mußten Zusatzinformationen eingeholt werden. Die erforderlichen Unterlagen hatten grundsätzlich über das Meldesystem beschafft werden können, das eine solche Möglichkeit vorsieht. Im Fall Ginna war dies aber nicht nötig, da innerhalb kurzer Zeit ausführliche Berichte der NRC verfügbar waren. Im Prinzip ist es nicht die Aufgabe des „Incident Reporting System“, routinemäßig derart umfangreiche Berichte zu verbreiten. Die an dem Meldesystem beteiligten Länder teilen die Auffassung, daß die Meldungen im wesentlichen dazu dienen sollen, in verständlicher Form Probleme und offene Fragen anzusprechen und gegebenenfalls auf ausführlichere Darstellungen hinzuweisen. Bei Bedarf lassen sich dann über die Koordinatoren der einzelnen Länder Zusatzinformationen beschaffen.

H. Fabian (KWU):

Nach Ihren Aussagen waren im Fall der Anlage Point Beach zwei Heizrohre gleichzeitig beschädigt. Sie erwähnten hierbei, daß eine Folgewirkung mit im Spiel gewesen sein könnte. Können Sie die Schadensursache, insbesondere den Mechanismus, der zum Folgeschaden geführt haben soll, erläutern und erklären?

K. Kotthoff (GRS):

In der Anlage Point Beach wurden bei den Untersuchungen, die im Anschluß an das Vorkommnis durchgeführt wurden, im defekten Dampferzeuger zwei Heizrohre mit Lecks gefunden. Beide Rohre lagen in der Mitte der heißen Rohrbündelhälfte wenige Reihen voneinander entfernt. Beide Rohre wiesen je zwei kleine Lecks auf. Die Leckstellen lagen kurz oberhalb des Rohrbodens, etwa in Höhe der Grenzfläche zwischen der Schlammablagerung auf dem Rohrboden und dem Speisewasser. Die Anlage Point Beach war in den ersten vier Betriebsjahren mit Natriumphosphat-Speisewasserkonditionierung gefahren worden. Während dieser Zeit war es zu einer starken Vorschädigung der Heizrohre durch Gleichmaßabtrag (Wastage) gekommen. Nach Umstellung der Speisewasserkonditionierung auf die AVT-Fahrweise (All Volatile Treatment) führten Spannungsrißkorrosion und Lochfraß innerhalb weniger Monate zu den beobachteten Lecks. Ein schlüssiger Beweis dafür, daß der Schaden an dem einen Rohr als Folge des Schadens am zweiten Rohr eingetreten ist, läßt sich nicht erbringen. Auf der anderen Seite ist es sehr unwahrscheinlich, daß die Schäden an den beiden Heizrohren völlig unabhängig voneinander in einem so kurzen Zeitintervall eingetreten sind. Letztlich muß man deshalb von einer gegenseitigen Beeinflussung ausgehen, auch wenn der Mechanismus nicht mehr genau nachvollziehbar ist. Die Leckgröße, die sich zusammen für die Lecks an den beiden Heizrohren ergab, lag bei etwa 10 % des Wertes, der in den Ausleungsrechnungen zugrunde gelegt wird.

## Wiederkehrende Prüfungen als Beitrag zur Betriebssicherheit

Von E. Maier, A. Bechtel und K. Wagner <sup>1)</sup>

### Kurzfassung

Mit dem Ziel einer anlagenübergreifenden Auswertung befaßt sich die GRS seit 1978 im Auftrag des Bundesministeriums des Innern (BMI) mit der Durchführung von Wiederkehrenden Prüfungen (WKP) in deutschen Kernkraftwerken. Die bisherigen Untersuchungen erstreckten sich auf sechs Druckwasserreaktoren (DWR), zwei Siedewasserreaktoren (SWR) und vier Forschungsreaktoren. Die Erfahrungen zeigen, daß sich der Betreiber dabei mit einigen konkurrierenden Prüfungsgrundsätzen auseinandersetzen muß, einerseits mit der

- Prüfung der sicherheitsrelevanten Auslegungsmerkmale im Anforderungsfall und der
  - Prüfung der Bereiche, an denen betriebsbedingte Schäden nicht auszuschließen sind,
- und andererseits mit der

- Vermeidung sicherheitsrelevanter und betrieblicher Störungen sowie der
- Minimierung der Strahlenbelastung des Personals.

An einigen ausführlichen Beispielen wird gezeigt, wie sich diese Anforderungen in der Praxis im Sinne einer Fehlerfrüherkennung durch WKP umsetzen lassen. Die Abwicklung der WKP in den untersuchten Anlagen wird mit unterschiedlicher Vorgehensweise praktiziert. Es wird gezeigt, daß zur Eigenverantwortung der Betreiber eine Trennung von Durchführungs- und Überwachungsaufgaben gehört. Wo dies bereits praktiziert wird, ergeben sich nur wenige Abweichungen von den in der Genehmigung festgelegten Prüfvorgaben.

WKP erweisen sich als wichtiges Instrument zur Gewährleistung des Auslegungszustandes und damit der Betriebssicherheit, jedoch sind in einigen Bereichen noch Optimierungen notwendig. Bei systematischer Auswertung der durch die WKP gewonnenen Erfahrungen können sowohl für jede einzelne Anlage als auch anlagenübergreifend mit entsprechender vergrößerter Datenbasis Schwachstellen erkannt und in entsprechende Maßnahmen umgesetzt werden.

<sup>1)</sup> Dipl.-Ing. Eberhard Maier, Alfred Bechtel und Dipl.-Ing. Klaus Wagner sind technisch-wissenschaftliche Mitarbeiter der Gesellschaft für Reaktorsicherheit (GRS) mbH.

## Abstract

On behalf of the Federal Minister of the Interior (BMI), GRS is concerned since 1978 with the performance of periodical inspections in German nuclear power plants. Work done in this context aims at the evaluation of data and experiences gathered in six pressurized water reactors, two boiling water reactors and four research reactors having been investigated up to now. Experiences show that the utility is faced with several competitive inspection principles, i.e. on one hand it has

- to inspect the safety relevant design features and
- to inspect such areas, where damages originated by the operation of the plant cannot be excluded.

On the other hand it has to take care of

- avoiding safety relevant and operational disturbances and
- minimizing the radiation exposure of the personnel.

Several examples show in detail how to comply with these competitive requirements by means of periodical inspections which allow an early recognition of damages and indicate where from the standpoint of GRS a further optimization should be done respectively. The procedure of performing periodical inspections is not uniform in the plants under investigation. It is shown, that the responsibility of the utility includes a separation between regulation and supervisory tasks. Where this separation is already applied, only a few deviations from the inspection requirements as they are defined in the license are observed.

Periodical inspections are an important instrument to maintain the design conditions of the plant and to assure this way its operational safety. In several regions, however, optimizations are still necessary. When systematically evaluating the experiences gained by periodical inspections, weak points in single plants but also such being important for other plants may be recognized - the latter under the use of an enlarged data pool - and measures may be taken to eliminate them.

## Einleitung

Zur Beurteilung des Zustandes von Komponenten und Systemen einer Anlage werden in bestimmten Zeitabständen wiederkehrende Prüfungen durchgeführt. Der Vergleich des so ermittelten Istzustandes mit dem Sollzustand ermöglicht eine Aussage über die Einhaltung des ordnungsgemäßen Zustandes. Bei nicht tolerierbaren Abweichungen werden entsprechende Maßnahmen - wie zum Beispiel Reparatur oder Austausch defekter Teile - ergriffen.

Mit dem Ziel einer anlagenübergreifenden Auswertung befaßt sich die GRS im Auftrag des BMI seit 1978 mit der Durchführung von wiederkehrenden Prüfungen in deutschen Kernkraftwerken. Dabei konzentrieren sich die Untersuchungen auf die WKP der sicherheitstechnisch bedeutsamen Systeme und die Beurteilung der damit verbundenen Strahlenbelastung. Insgesamt wurden bisher sechs Druckwasserreaktoren (DWR), zwei Siedewasserreaktoren (SWR) und vier Forschungsreaktoren erfaßt.

## Erfahrungen bei der Bewertung durchgeführter Wiederkehrender Prüfungen

Die in den untersuchten Anlagen bis heute gewonnenen Erfahrungen hinsichtlich der Umsetzung von Prüfungsgrundsätzen in Prüfberichte sowie hinsichtlich der Prüfungsabwicklung und Ergebnismittelung werden an Beispielen dargestellt und gegebenenfalls Hinweise auf Verbesserungsmöglichkeiten gegeben.

## Prüfvorgaben, Prüfungsgrundsätze

Wiederkehrende Prüfungen lassen sich im wesentlichen nach ihrer Art untergliedern in

- Sichtprüfungen,
- Dichtheitsprüfungen,
- Funktionsprüfungen,
- Volumen- und Oberflächenprüfungen an Bauteilen.

Ihnen allen ist die Zielrichtung der Schadensfrüherkennung an Komponenten bzw. Systemen gemeinsam, das heißt, Schäden sollen erkannt werden, bevor sie die Sicherheit bzw. Verfügbarkeit der Anlage beeinträchtigen. Unter sicherheitstechnischen Gesichtspunkten stellen Wiederkehrende Prüfungen einen wesentlichen Teil der Sicherheitsvorsorge entsprechend den BMI-Sicherheitskriterien [1] dar, um die nach dem Stand von Wissenschaft und Technik erforderliche Vorsorge gegen Schäden durch den Betrieb einer Anlage zu gewährleisten (Atomgesetz [2]).

Die generell durchzuführenden Prüfungen sind in einem Rahmenprüfplan festgelegt [3]. Er enthält unter anderem Angaben zur Art der Prüfung, zum Zeitpunkt und Intervall der Prüfung, zur Zuständigkeit für die Prüfungsdurchführung sowie zum Betriebszustand der Anlage bei der Prüfung.

Die genaue Beschreibung der Prüfungsvoraussetzungen und des Prüfungsablaufes ist in Prüfanweisungen gegeben. Der Rahmenprüfplan und die Prüfanweisungen werden vom Systemhersteller in Zusammenarbeit mit dem Betreiber erstellt, von unabhängigen Sachverständigen im Auftrag der Genehmigungsbehörde überprüft und sind danach Bestandteil der Betriebsgenehmigung. Sie werden in regelmäßigen Abständen den Erfordernissen aus Betriebserfahrungen sowie dem jeweiligen Stand der Prüftechnik im Rahmen des atomrechtlichen Aufsichtsverfahrens angepaßt.

Die Prüfungen (mehrere tausend pro Jahr und Anlage) werden verantwortlich vom Betreiber als Genehmigungsinhaber durchgeführt [2]. Die Aufsichtsbehörde überzeugt sich durch Stichproben und unter Hinzuziehung unabhängiger Sachverständiger bei der Prüfungsdurchführung vom ordnungsgemäßen Zustand der Anlage.

Die Prüfergebnisse sollten in möglichst aussagefähiger Form protokolliert werden, was in letzter Zeit zunehmend auf den Prüfanweisungen erfolgt. Dies ist zu begründen, weil damit die schrittweise Beschreibung des Prüfablaufes und das Ergebnis der Prüfschritte (zum Beispiel Meßwerte und Befunde) auf einer Unterlage übersichtlich und unverwechselbar gegenübergestellt sind.

Für die Verfolgung der WKP und die Archivierung gegebenenfalls über die Lebensdauer der Anlage empfiehlt sich ein Prüfprotokoll-Deckblatt (Bild 1). Es enthält die wesentlichen Ergebnisse, insbesondere die Befunde und damit verbundene Abhilfemaßnahmen sowie die aufgetretene Strahlenbelastung bei der Prüfung.

Die Prüfanweisungen sind die wichtigste Unterlage für einen planmäßigen Prüfungsablauf. Bei ihrer Erstellung sind teilweise konkurrierende Grundsätze zu berücksichtigen [5].

Einerseits:

- Prüfung der sicherheitsrelevanten Auslegungsmerkmale im Anforderungsfall,
- Prüfung der Bereiche, an denen betriebsbedingte Schäden nicht auszuschließen sind.

Anlage		<b>PRÜFPROTOKOLL Nr.:</b>		Prüfanweis.-Nr. /	
Durchführende Stelle(n):		Betreiber <input type="checkbox"/> Abt.	Sachverständiger <input type="checkbox"/>		Prüfanweis.-Datum
Funktionsprüfung	<input type="checkbox"/>	System, Komponente, Redundanz:		Systemkennzeichen:	
Druckprüfung	<input type="checkbox"/>			Grund der Prüfung:	
Dichtheitsprüfung	<input type="checkbox"/>	Prüfverfahren:		WKP	<input type="checkbox"/>
Sichtprüfung	<input type="checkbox"/>			Reparatur	<input type="checkbox"/>
Zerstörungsfreie Prüfung	<input type="checkbox"/>			Austausch	<input type="checkbox"/>
Sonstige Prüfung	<input type="checkbox"/>			Änderung	<input type="checkbox"/>
Soll-Prüftermin:		<input type="text"/>	Prüfintervall:		<input type="text"/> ± <input type="text"/>
<b>Angaben zur letzten Prüfung</b>		ja	nein	Grund der letzten Prüfung, Bemerkung:	
Abweichungen festgestellt?	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>			
Gegenmaßnahmen abgeschlossen?	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>			
Kollektivdosis [µSv]	<input type="text"/>				
Datum der letzten Prüfung	<input type="text"/>				
Kann Prüfung durchgeführt werden? ja <input type="checkbox"/> nein <input type="checkbox"/> wenn nein, Grund: _____					
Ist-Prüftermin von: <input type="text"/> bis: <input type="text"/>					
Prüfresultat bzw. Hinweis auf Einzelprotokolle etc. Abweichung vom Sollzustand? ja <input type="checkbox"/> nein <input type="checkbox"/> wenn ja, welche?					
Gegenmaßnahmen erforderlich? ja <input type="checkbox"/> nein <input type="checkbox"/> Art der Maßnahmen, Hinweis auf Reparaturaufträge, Nachprüfungen etc.					
Prüfungsdurchführung gemäß Prüfanweisung? ja <input type="checkbox"/> nein <input type="checkbox"/> wenn nein, Grund: _____					
Vollständige Wiederholung der Prüfung erforderlich? ja <input type="checkbox"/> nein <input type="checkbox"/> wenn ja, Grund: _____					
bis spätestens: <input type="text"/>					
<b>Betreiber</b>	Datum	Name/Unterschrift	<b>Sachverständiger</b>	Datum	Name/Unterschrift
Prüfungsdurchführender			Durchführung		
Prüfungsverantwortlicher			Beteiligung		
QS-Stelle			Einsichtnahme		

Bild 1: Prüfprotokoll

Andererseits:

- Vermeidung sicherheitsrelevanter und betrieblicher Störungen,
- Minimierung der Strahlenbelastung des Personals.

Außerdem ist mit einzubeziehen, daß es bei der Vielzahl der zu beachtenden Randbedingungen und durchzuführenden Tätigkeiten erfahrungsgemäß zu menschlichen Fehlern kommen kann.

Umsetzung der Prüfgrundsätze an Beispielen

Wie sich diese konkurrierenden Grundsätze in der Praxis auswirken, soll an einigen Beispielen erläutert werden.

#### Integritätsnachweis für den Primärkreislauf

Bei der Prüfung der drucktragenden Wandungen des Primärkreises stehen sich die Forderungen nach anforderungsgerechter und fehlerorientierter Prüfung einerseits sowie die Strahlenschutzgrundsätze andererseits gegenüber. Anforderungsgerechte Prüfung bedeutet hier zum Beispiel den Dichtheitsnachweis des Primärkreises bei Auslegungsdruck durch die Druckprobe. Dabei wird gleichzeitig die Richtigkeit der der Auslegung zugrunde liegenden Spannungsverteilung festgelegt. Eine fehlerorientierte Prüfung bedeutet, Bereiche mit möglichen betrieblichen Schädigungen zu untersuchen.

Unter Berücksichtigung der Strahlenbelastung bei manuellen Arbeiten an Primärkreislaufkomponenten sowie bei der Zugänglichkeit und den prüftechnischen Belangen wurde insbesondere für die Prüfung des Reaktordruckbehälters und der Dampferzeugerheizrohre schon früh eine fernbediente, automatisierte Prüfungsdurchführung entwickelt und erfolgreich eingesetzt. Dies führte zu einer erheblichen Reduzierung der Strahlenbelastung [7]. Bei der Prüfung der DE-Heizrohre ist durch eine Änderung der Prüftechnik keine weitere Verringerung der Strahlenbelastung möglich, wohl aber, indem zum Beispiel der Öffnungs- und Schließvorgang der Mannlochdeckel in den Primärkalotten mit fernbedienten, mechanisierten Einrichtungen durchgeführt wird.

In Verbindung mit prüfgerecht bearbeiteten Oberflächen, festinstallierten Prüfschienen sowie schnell abnehmbaren Kassettenisolierungen wurden diese Erkenntnisse auch schrittweise auf die übrigen Primärkreisteile ausgedehnt. Dabei kommt dieser Vorgehensweise noch der Vorteil einer weitgehend reproduzierbaren und objektiven Ermittlung der Prüfergebnisse durch die automatisierte und meist EDV-gestützte Prüfungsdurchführung zugute.

Der Schwerpunkt der Primärkreisprüfung ist auf die Schweißnahtbereiche gerichtet und dort vor allem auf das Volumen und die Außenoberfläche. Lediglich bei den dünnwandigen Dampferzeugerheizrohren war die Prüfung immer vollvolumetrisch angelegt. Wo prüftechnische Einschränkungen (Wandstärke, Kantensersatz, Wurzelüberhang) zusammen mit festgestellten Befunden auftraten (SWR-Frischdampf- und Speisewasserleitungen), wurden diese konsequent beseitigt [9] und werden heute bei der Auslegung berücksichtigt [8].

Als Resümee der vorliegenden Ergebnisse zerstörungsfreier Prüfverfahren (ZfP) an Primärkreislaufkomponenten läßt sich feststellen, daß keine Fehleranzeigen im Volumen drucktragender Wandungen gefunden wurden, die auf betriebsbedingtes Wachstum belasteter Herstellungsfehler bzw. auf die Entstehung neuer Fehler schließen lassen.

Anders liegen dagegen die Verhältnisse auf der medienberührenden Seite der drucktragenden Wandungen. Die hier bekanntgewordenen Risse auf der Innenseite von Speisewasser-eintrittsstützen an den Reaktordruckbehältern von SWR-Anlagen und den Dampferzeugern von DWR-Anlagen sowie ähnliche durch temperaturinduzierte Spannungswechsel und Korrosion verursachte Risse in amerikanischen SWR- und DWR-Anlagen [10, 11] machen deutlich, daß hier betriebliche Belastungen auftreten können, deren Auswirkungen kontrolliert werden sollten.

Derartige Veränderungen, die von der Medienoberfläche ausgehen, können aber an innenplattierten Bereichen, austenitischen Systemen sowie Mischnahtbereichen im Frühstadium nicht durch die übliche Außenprüfung erfaßt werden. Ein sicherheitstechnisches Problem entsteht hierdurch nicht, da die mögliche Fehlerentwicklung in den drucktragenden Grundwerkstoff hinein ab einer bestimmten Größe von außen erfaßt werden kann. Eine wünschenswerte Fehlerfrüherkennung ist jedoch hiermit nicht möglich.

Zur wünschenswerten Früherkennung von Innenschäden, wie sie durch zyklische Temperaturspannungen in Verbindung mit Korrosion, durch lokale Korrosionserscheinungen oder mechanische Beschädigungen durch lose Teile denkbar sind, bietet sich die Innenbesichtigung zum Beispiel mit einer Fernsehkamera an. Fernbedienbare Trägerwerkzeuge sind von der Baustellenprüfung her bekannt und erprobt. Mit der Innenbesichtigung können Risse, die die Plattierung durchdringen und sich durch Verfärbung der Oberfläche anzeigen, gefunden werden. Fehler in der Plattierung, in Mischnahten und in austenitischen Verbindungen könnten darüber hinaus ergänzend mit zerstörungsfreien Prüftechniken untersucht werden.

Als Prüfbereich für eine sinnvolle Innenbesichtigung sind die Wandstärkenübergänge der Stützen, Krümmen sowie die Bereiche abgehender großer Rohrleitungen anzusehen (Bild 2). Hierbei ist jedoch noch einschränkend zu bemerken, daß die bekannten Bereiche mit möglichen zyklischen Temperaturbeanspruchungen durch Wärmeschutzrohre abgedeckt und somit einer Innenbesichtigung nicht zugänglich sind. Werden die weltweit üblichen Wärmeschutzrohre auch aus heutiger Sicht nicht entbehrlich, muß man die Außenprüftechniken

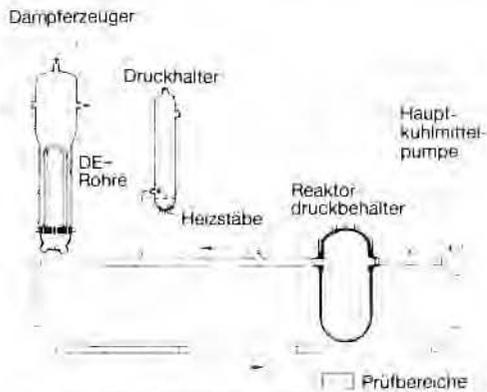


Bild 2: Reaktor-Kühlkreislauf eines Druckwasserreaktors

dahingehend ertüchtigen, daß unter den Schutzrohren keine kritischen Wandschwächungen entstehen können, die gegebenenfalls unentdeckt bleiben. Die Innenbesichtigung kann jedoch eine Aussage über die Integrität der Wärmeschutzrohre einbringen.

Aus den genannten Erkenntnissen ergeben sich folgende **Schlußfolgerungen**:

- Die wenigen bekannten Volumenfehler sollten durch die heute praktizierten Prüfungen weiter verfolgt werden, gegebenenfalls mit vergrößertem Prüfintervall. Dies bedeutet eine deutliche Reduktion des derzeit üblichen Umfanges der Volumenprüfung.
- Die Prüfung der Außenoberfläche ist entsprechend komponentenspezifischer Belastungen und aufgetretener Fehleranzeigen fortzusetzen.
- Die Innenoberfläche, als wesentlicher Ausgangspunkt von betrieblichem Veränderungen, sollte im Sinne einer Schadenstrahlerkennung durch Prüfungen von innen oder entsprechend ertüchtigten Prüftechniken von außen ergänzend überwacht werden.

#### Funktionsprüfung der Notstromanlagen

Der Ausfall der normalen Netzversorgung, im wesentlichen verursacht durch Schaltfehler bei Revisionen und daneben zum Beispiel durch Blitzschlag in das Hochspannungsnetz, führte in den letzten neun Jahren zu etwa 20 Notstromfällen. Diese Tatsache und die bei WKP aufgetretenen Ausfälle legen eine möglichst anforderungsgerechte Prüfung der Notstromanlagen nahe. Strahlenschutzbelange sind hierbei nicht zu beachten, wohl aber mögliche sicherheitstechnische Einschränkungen durch die WKP. Wie in Bild 3 dargestellt, finden bei der Funktionsprüfung der Notstromanlagen zwei grundsätzlich verschiedene Vorgehensweisen Anwendung:

- Bei der einen Vorgehensweise wird eine redundanzweise Überprüfung des Notstromsystems vorgenommen, indem jeweils eine Notstromschiene spannungslos geschaltet wird. Als Folge davon fallen alle notstromgesicherten Verbraucher ab, die Notstromdieselaggregate laufen an und die notstromgesicherten Verbraucher werden nach einer festgelegten Reihenfolge automatisch zugeschaltet. Diese Prüfungen erfolgen in 4wöchentlichen Abständen redundanzweise versetzt, so daß jede Woche ein Strang der Notstromversorgung getestet wird.
- Bei der anderen Vorgehensweise wird einmal jährlich kurz vor dem Wiederanfahren der Anlage nach dem Brennelementwechsel unter genau definierten Randbedingungen der Notstromfall für die Gesamtanlage erzeugt, indem die in Revisionszeiten zur Verfügung stehende Spannungsversorgung über ein Fremdnetz unterbrochen wird. Dadurch kommt es zum Spannungsausfall und Abwurf sämtlicher nicht batterieversorgter Verbraucher in der Anlage. Über das Reaktorschutzsignal „Unterspannung“ an der jeweiligen Notstromschiene kommt es zu einer Anregung aller Notstromdiesel, die nach ihrer Hochlaufzeit gemäß einer bestimmten Zuschaltfolge die Versorgung der notstromgesicherten Verbraucher übernehmen. Außerdem erfolgt in 4wöchentlichen Abständen redundanzweise versetzt eine Belastungsprobe der Notstromdieselaggregate.

Die gleichzeitige Prüfung aller Notstromanlagen stellt im Gegensatz zur strangweisen Prüfung nach KTA [6] eine weitestgehende Annäherung an den tatsächlichen Anforderungsfall dar. So wird neben der Überprüfung des ordnungsgemäßen

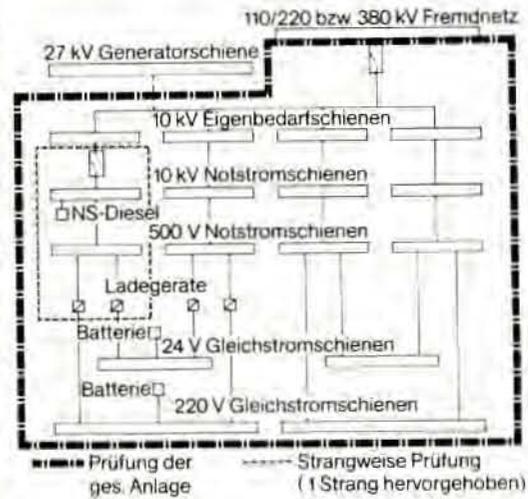


Bild 3: Prüfung der Notstromversorgung

Abwurf aller, auch der betrieblichen Verbraucher kurzzeitig die Funktionsfähigkeit sämtlicher Batterien festgestellt. Die Prüfung geht damit über den Umfang der redundanzweisen Prüfung hinaus und beinhaltet die Möglichkeit, Fehler gleicher Ursache direkt zu entdecken. Eine mögliche sicherheitstechnische Gefährdung der Anlage durch den sehr unwahrscheinlichen Fall des Nichtanspringens aller Diesel sowie des Ausfalles der sicherheitstechnisch wichtigen Batterien wird nicht gesehen, da genügend Zeit (mehrere Tage) zur Verfügung steht, um die Versorgung aus dem Netz wieder herzustellen.

#### Einrichtungen gegen Drucküberschreitung bei DWR-Anlagen

Ein Anstieg des Kühlmitteldruckes über den Betriebsdruck wird im DWR primär von den Abblaseventilen begrenzt. Nur bei Störfällen mit Versagen der Reaktorschneidabschaltung wird die Drucksteigerung durch Öffnen der Sicherheitsventile abgefangen, deren Ansprechdrücke etwa 2 bis 5 bar über denen der Abblaseventile liegen. Ein derartiger Fall ist jedoch bis heute bei DWR-Anlagen nicht bekanntgeworden. Wie die Betriebserfahrungen zeigen, ist dagegen durchaus mit einem Ansprechen der Abblaseventile zu rechnen.

Als Abblaseventile werden eigenmediumbetätigte Ventile eingesetzt, die nach dem Be- oder Entlastungsprinzip arbeiten. In Bild 4 wird beispielhaft ein Abblasestrang dargestellt, dessen Hauptventil nach dem Entlastungsprinzip arbeitet. Der Öffnungsvorgang erfolgt durch Druckentlastung des oberen Kolbenraums des Hauptventils, indem das magnetbetätigte Vorsteuerventil in der Steuerleitung geöffnet wird. In der Steuerleitung wie in der Abblaseleitung befinden sich notstromgesicherte, motorbetätigte Absperrarmaturen, die bei fehlerhaftem Offenbleiben eines Hauptventiles durch die Druckbegrenzungsansignale automatisch geschlossen werden. Die Funktionsfähigkeit der Abblasehauptventile wird in der Regel bei abgesenktem Primärkreisdruck von etwa 100 bar

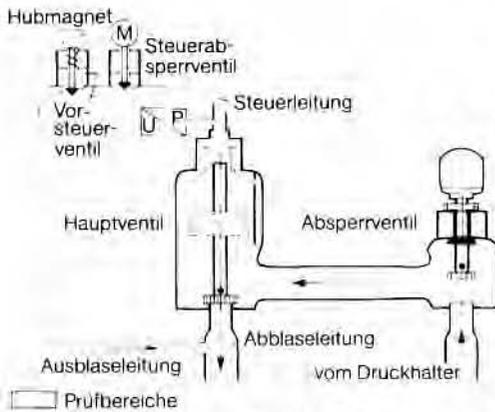


Bild 4: Abblasestrang im Druckwasserraktor (Entlastungsprinzip)

durch Handansteuerung der Vorsteuerventile und anschließendem kurzen Abblasen von Dampf in den Abblasebehälter geprüft. Dies geschieht im Zuge des Anfahrens nach Revisionen.

Bei der Funktionsprüfung dieser Armaturen sowie der Sicherheitsventile stehen sich die Grundsätze der anforderungsgerechten Prüfung (zum Beispiel durch Prüfung bei tatsächlichem Ansprechdruck) und die sicherheitstechnischen Bedenken (zum Beispiel durch Überspeisen des Abblasebehälters mit Aktivitätsfreisetzung in das Containment sowie die Druckbeanspruchung des Primärkreises) gegenüber. Ebenso stehen sich die Forderungen nach einer Prüfung auf mögliche betriebliche Einwirkungen (Korrosion, lose Teile, Reibspuren) durch Innenbesichtigung und die damit verbundene Strahlenbelastung entgegen. Die anforderungsgerechte Prüfung bei vollem Ansprechdruck ist wegen der damit verbundenen Belastung der Anlage nicht empfehlenswert, jedoch sollte in Erweiterung der üblichen Vorgehensweisen eine weitgehende Näherung durch Einstellung der Vorsteuerventile bei Betriebsdruck erfolgen, um die bekannten Fehler der Einstellung bei geringeren Drücken zu minimieren.

Darüber hinaus sollte die heute übliche Funktionsprüfung dieser Armaturen beim Anfahren nach vorausgegangener Instandsetzung einzelner Komponenten durch eine Funktionsprüfung beim Abfahren zum Brennelementwechsel ergänzt werden. Damit würde erreicht, daß betriebsbedingte Veränderungen zum Beispiel durch Kondensatbildung, Verunreinigungen und Materialveränderungen ohne vorherige Ertüchtigung festgestellt werden. Hierzu ist eine Prüfung mit Diagnosecharakter zum Beispiel mit Aufzeichnung des Steuerdruck- und Hubverlaufes beim Öffnen des Hauptventils zweckmäßig.

Ergänzt werden sollte dieser Prüfumfang durch Innenbesichtigungen aller Komponenten (Vorsteuer- und Hauptventil, Steuerleitungen, Magnete), um die durch zahlreiche Befunde hervorgerufenen Störungen – zum Beispiel durch Korrosion, lose Verbindungen zwischen Ventilteller und Schaft sowie Reibspuren – möglichst früh erkennen zu können. Aufgrund der hierbei nicht zu vernachlässigenden Strahlenbelastung sollten jeweils nur einzelne Stränge inspiziert werden, solange keine schwerwiegenden Befunde eine generelle

Inspektion erforderlich machen. In solchen Fällen ist die Minimierung der Strahlenbelastung gegenüber der gesicherten Funktion der Komponenten zurückzustellen.

#### Prüfungsabwicklung

Neben den aufgezeigten Problemen mit der Umsetzung der Prüfgrundsätze in die Prüfpraxis ist noch eine Vielfalt von abwicklungstechnischen Aufgaben bei der WKP-Handhabung zu erfüllen, wie:

- Erstellung und Aktualisierung von Prüfvorgaben,
- Terminverfolgung,
- Prüfungsdurchführung,
- Überwachung,
- Ergebnisbewertung,
- Umsetzung der Prüfergebnisse,
- Nachprüfung,
- Archivierung der Prüfunterlagen,
- übergreifende Auswertung.

Die übliche Vorgehensweise sieht dabei so aus, daß in den meisten Anlagen die vollständige Verantwortung für die WKP Abwicklung, oft sogar die Archivierung der Prüfergebnisse, dezentral bei den einzelnen Fachabteilungen liegt. In diesen Fällen zeigten unsere Untersuchungen deutliche, abteilungs-spezifische Unterschiede in der Vollständigkeit, Regelmäßigkeit, Darstellung und Umsetzung der Prüfergebnisse.

In einer Anlage, wo eine Trennung zwischen Durchführung- und Überwachungsaufgaben seit Jahren praktiziert wird, zeigten sich deutlich weniger fehlende Prüfungen sowie zeitliche Unregelmäßigkeiten und sachliche Abweichungen von den Prüfvorgaben. Vor dem Hintergrund der festgestellten abwicklungstechnischen Schwächen bei der WKP-Handhabung sei die folgende Vorgehensweise zu unterstützen:

Aus Gründen eines vertretbaren Aufwandes können sich die Aufsichtsbehörden zusammen mit den Sachverständigen nur stichprobenartig von dem Erhalt des genehmigten Anlagenzustandes durch WKP überzeugen. Daher muß der Betreiber als Genehmigungsinhaber hier die volle Verantwortung tragen. Diese unbestrittene und im Atomgesetz [1] vorgesehene Eigenverantwortung des Betreibers bringt jedoch auch die Verpflichtung zur Eigenüberwachung mit sich. Das bedeutet als Mindestforderung eine klare Trennung von Durchführung- und Überwachungsaufgaben. Der damit verbundene Personalaufwand läßt sich minimieren, wenn man die folgende Aufgabenverteilung vorsieht:

1. für die Fachabteilungen:
  - Erstellung der Prüfanweisungen,
  - Prüfungsdurchführung,
  - Überwachung,
  - Ergebnisbewertung,
  - systematische Auswertung,
  - Personalqualifikation;
2. für die zentrale Stelle:
  - Grundsätze zu Prüfvorgaben,
  - Terminverfolgung,
  - formelle Überwachung,
  - Archivierung,
  - Audit,
  - übergreifende Auswertung.

Der Leitgedanke dabei ist, wie auch in KTA 1401 [12] gefordert und zunehmend in die Praxis umgesetzt [13], daß

- die Verantwortung für alle fachspezifischen Planungs-, Durchführungs- und Überwachungsaufgaben, einschließlich der beim Einsatz von Fremdfirmen, bei den Fachabteilungen liegt und
- alle generellen Arbeiten und formellen Überwachungsaufgaben von einer zentralen Stelle wahrgenommen werden. Hierzu gehören insbesondere die Grundsätze der Prüfvorgaben, die Übermittlung und Verfolgung der Umsetzung von Betriebserfahrungen in eigenen und anderen Anlagen sowie des Standes der technischen Entwicklung und des Regelwerkes.

### Ausblick

Trotz der geschilderten Gegenläufigkeit der Prüfungsgrundsätze in einigen Fällen kann festgestellt werden, daß Wiederkehrende Prüfungen ein geeignetes Mittel zur Gewährleistung des Auslegungszustandes sind. Dies gilt insbesondere dann, wenn die Möglichkeiten der WKP zur Fehlerfrüherkennung genutzt werden.

In diese Richtung zielen auch die weiteren Arbeiten der GRS im Rahmen des erwähnten BMI-Auftrages. So wird für die wichtigsten Komponenten des Sicherheitssystems ein anlagenübergreifender Vergleich erarbeitet, der die Grundlage für einen Standardprüfplan dieser Komponenten liefern soll. Die hierfür vorgesehenen Komponenten bzw. Systeme sind zum Beispiel das Reaktorschutzsystem, die Notstromversorgung, die Armaturen zur Druckabsicherung des Primär- und Sekundärkreislaufes, die Prüfungen zum Integritätsnachweis der Primärkreislaufkomponenten, des Sicherheitsbehälters und der Schleusen, die Prüfung der Neutronenflußinstrumentierung, der Aktivitätsmeßgeräte der Abluft- und Abwasserüberwachung sowie der Blitzschutzeinrichtungen.

In diesem Zusammenhang ist eingeplant, die aufgetretenen Befunde anlagenübergreifend zur Bestätigung oder Änderung von Prüfintervallen heranzuziehen. Dabei sind die sicherheitstechnischen Auswirkungen unerkannter Fehler an Komponenten und Systemen einerseits und die möglichen Störungen durch menschliche Fehler bei der WKP-Durchführung andererseits zu berücksichtigen.

Weiterhin soll das Betriebsverhalten, insbesondere der Systeme und Komponenten, die keinen oder nur einen störungsbedingten betrieblichen Anforderungsfall haben, im Hinblick auf gemeinsame Ausfallursachen, Ausfallraten im Anforderungsfall und Nichtverfügbarkeit von einzelnen Strängen untersucht werden. Derartige Arbeiten können sich jedoch nur auf die Betrachtungszeiträume der GRS-Untersuchungen

in den einzelnen Anlagen von zwei bis vier Jahren stützen. Durch regelmäßig übergreifende Auswertungen in den einzelnen Anlagen könnten die Betreiber die Grundlagen für anlagenübergreifende Analysen erbringen.

### Schrifttum

- [1] Der Bundesminister des Innern: Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke, verabschiedet vom Länderausschuß für Atomkernenergie am 12.10.1977, Bekanntmachung des BMI vom 21. Oktober 1977
- [2] Gesetz über die friedliche Verwendung der Kernenergie und den Schutz gegen ihre Gefahren (Atomgesetz - AtG) 31. Oktober 1976, § 7, Genehmigung von Anlagen
- [3] BMI-Richtlinien über die Anforderungen an Sicherheitspezifikationen für Kernkraftwerke, Bekanntmachung des BMI vom 27. April 1976
- [4] Sicherheitstechnische Regel des KTA: Anforderungen an das Prüfhandbuch, KTA 1202, Regelentwurfvorlage, Stand 7/83
- [5] Verordnungen über den Schutz vor Schäden durch ionisierende Strahlen (Strahlenschutzverordnung StriSchV), 31. Oktober 1976
- [6] Sicherheitstechnische Regel des KTA: Notstromerzeugungsanlagen mit Dieselaggregaten in Kernkraftwerken, Teil 2: Prüfungen, KTA 3702 Z., Fassung 11/82
- [7] Fighlhuber, B.: Erfahrungen bei Wiederkehrenden Prüfungen an Reaktordruckbehältern, Rohrleitungen und Dampferzeuger-Heizrohren; Vortrag auf dem Deutsch-Schweizerischen Seminar über „Ausgewählte Aspekte der zerstörungsfreien Prüfung von Reaktorkomponenten“, Stuttgart, 28.-29.03.1983
- [8] Sicherheitstechnische Regel des KTA: Komponenten des Primärkreises von Leichtwasserreaktoren  
Teil 1: Werkstoffe; Fassung 11/82  
Teil 2: Auslegung, Konstruktion, Berechnung; Fassung 10/80  
Teil 3: Herstellung; Fassung 10/79
- [9] Rohrleitungsaustausch in vier deutschen Kernkraftwerken mit Siedewasserreaktor; Schreiben des Bundesministers des Innern an den Vorsitzenden des Innenausschusses des Deutschen Bundeslages vom 26. März 1981, Umwelt Nr. 84 vom 24. Juli 1981
- [10] Cracking in Feedwater System Piping; NRC - IE Bulletin Nr. 79-13 vom 25. Juni 1979
- [11] Investigation and Evaluation of Cracking in Austenitic Stainless Steel Piping of Boiling Water Reactors Plants; NRC, October 1975
- [12] Sicherheitstechnische Regel des KTA: Allgemeine Anforderungen an die Qualitätssicherung, KTA 1401, Fassung 2/80
- [13] Bökenbrink, D., W. Hlubek und J. Scheffler: Qualität und Qualitätssicherung im Hinblick auf den zuverlässigen und wirtschaftlichen Betrieb von Kraftwerken; Management der Qualitätssicherung, QZ 25, Heft 2 (1980)
- [14] Schulz, H., und K. Wagner: Anforderungen an die Qualitätssicherung im Betrieb von Kernkraftwerken, Technische Mitteilungen 74 (1981), S. 47-51

## Diskussion

V. Hönsch (GKN):

Ihren Empfehlungen schließe ich mich ausdrücklich an. Die Durchführung Wiederkehrender Prüfungen sollte der Betreiber in Eigenverantwortung vornehmen. Der Sachverständige sollte hier weitestgehend von der Teilnahme „verdrängt“ werden, denn sonst tritt eine Vermischung der Eigenverantwortung des Betreibers ein, die den Bestimmungen des Atomgesetzes widersprechen würde.

E. Maier (GRS):

Grundsätzlich entscheiden die Genehmigungs- und Aufsichtsbehörden der Länder über Art und Umfang der in ihrem Auftrag vorzunehmenden TÜV-Beteiligung an der Betriebsüberwachung zum Beispiel in Form von Wiederkehrenden Prüfungen. Wenn die Betreiber das im Vortrag empfohlene System der Eigenüberwachung aufgebaut und funktionsfähig nachgewiesen haben, erscheint es uns als folgerichtiger Schritt,

dann die externe Überprüfung durch stichprobenhafte Prüfungsteilnahme bzw. -durchführung der TÜV zu reduzieren: Die Aufsichtsbehörden könnten sich dann zum Beispiel durch Audits externer Stellen in ihrem Auftrag vom Erfolg der Eigenüberwachung der Betreiber überzeugen. Es wird aber immer eine Reihe von Prüfungen geben (zum Beispiel Leckratenprüfung beim Sicherheitsbehälter, Auswertung von ZfP-Maßnahmen an Primärkreis-Komponenten), die ausgesprochene Spezialisten erfordern und wo es sich kaum lohnt, diese seitens einzelner Betreiber zur Verfügung zu stellen. Sofern hier kein Spezialistenpool aller Betreiber eingesetzt wird, können derartige Aufgaben immer besser von den TÜV wahrgenommen werden.

#### H.-G. Rumpf (TÜV Bayern):

Es ist begrüßenswert, die Fehler da zu suchen, wo sie entstehen, nämlich an der inneren Wandung druckbeanspruchter Komponenten. Ich befürchte aber, daß Ihr Ansatz, dies primär durch Besichtigung mit Fernsehkameras oder optischem Gerät durchzuführen, nicht ausreicht. Wir haben die Erfahrung gemacht, zum Beispiel beim Schaden in Gündremmungen I im Kondensatverteiler, daß außer der Prüfung mit optischem Gerät noch Zusatzmaßnahmen erforderlich sind. Bezüglich des Beitrages von Hoensch/GKN möchte ich darauf hinweisen, daß der TÜV insbesondere bei der Begutachtung von Schäden, die aufgrund von WKP gefunden worden sind und fast immer umfangreiche Arbeiten erfordern, zwangsläufig hinzugezogen wird. Das bedingt aber die aktive Einschaltung des eigenen Prüfpersonals bei der Beurteilung dieser zerstörungsfreien Befunde.

#### E. Maier (GRS):

Wir sind mit Ihnen der Ansicht, daß beginnende Risse an der Innenoberfläche nicht durch visuelle Inspektion mit Fernsehkameras oder Optik zu erkennen sein werden. Eine Fehlerfrüherkennung derartiger Schäden ist wohl nur mit geeigneten zerstörungsfreien Prüfmethoden (zum Beispiel Wirbelstrom) durchzuführen. Risse, die jedoch die Plattierung durchdrungen haben, zeigen sich erfahrungsgemäß durch Verfärbung der Oberfläche und können somit visuell erkannt werden. Darüber hinaus sind durch die visuelle Inspektion zum Beispiel lokale Korrosionserscheinungen, mechanische Beschädigungen sowie der ordnungsgemäße Zustand von Einbauten (zum Beispiel Wärmeschutzrohre) festzustellen.

#### V. Hoensch (GKN):

Der Betreiber führt jährlich 2 600 Wiederkehrende Prüfungen durch, und zwar nach Spezifikationen, die von Sachverständigen begutachtet sind und nach Zustimmung durch die Aufsichtsbehörde in Kraft gesetzt werden. Der Sachverständige sollte dann eingesetzt werden, wenn Prüfbefunde außerhalb der durch die Prüfanweisung vorgegebenen Toleranzen liegen.

#### E. Tenckhoff (KWU):

Sie haben Wiederkehrende Prüfungen an bestimmten Stellen des Primärkreises von innen her diskutiert. Ich möchte hierzu folgendes bemerken:

1. Dieser Vorschlag kann doch wohl nur als Alternative zur Volumenprüfung gedacht sein. Die Begründung dafür haben Sie selbst gegeben, wenn Sie sagen, daß bisher weder eine betriebsbedingte Entstehung noch ein Fortschritt von Rissen im Volumen beobachtet wurde.
2. In dem Vortrag wurde der Gesichtspunkt des wirtschaftlich vertretbaren Aufwandes herausgestellt. Haben Sie schon eine Bilanz angestellt, was dieser Vorschlag im Vergleich zur Volumenprüfung wegen des technischen und wirtschaftlichen Aufwands sowie bezüglich der Strahlenbelastung bedeutet?

#### E. Maier (GRS):

Zu 1: Unser Vorschlag zur Innenprüfung der Primärkreis-Komponenten entstand, weil, ausgehend von der Innenoberfläche, durchaus eine Reihe von betriebsbedingten Veränderungen im In- und Ausland festgestellt wurde. Dies steht im Gegensatz zu Fehleranzeigen im Volumen drucktragender Primärkreis-Komponenten, wie dies durch die Volumenprüfung von außen in den Schweißnahtbereichen bestätigt werden konnte. Wir haben daher die Meinung vertreten, die Volumenprüfung könnte sich auf die Verfolgung der wenigen festgestellten Fehleranzeigen im Volumen der Wandungen beschränken, gegebenenfalls sogar mit vergrößertem Prüfintervall. Dies bedeutet also eine erhebliche Reduzierung der Volumenprüfung. Die vorgeschlagene Prüfung der Innenoberflächen zusammen mit der praktizierten Prüfung der Außenoberflächen stellt daher eine Alternative dar. Die Prüfung der Innen- und Außenoberflächen darf jedoch nicht auf die bisher üblichen Bereiche (Schweißnähte) beschränkt bleiben, wie dies die aufgetretenen Befunde, ausgehend von Oberflächen, zeigen. Hier sind zum Beispiel hochbelastete Stellen, Wanddickenübergänge an Stützen, Krümmern und Formstücken zu betrachten und an Stellen, die betriebsbedingt starke Temperaturgradienten erhalten. Insofern bedeutet die Prüfung der Oberflächen eine Ergänzung des bisher üblichen Prüfumfanges.

Zu 2: Eine Abschätzung des Aufwandes für eine Innenprüfung wurde von der GRS nicht vorgenommen. Für einige Komponenten wie den Reaktordruckbehälter erfolgt die Innenbesichtigung bereits regelmäßig und fernbedient. Für andere Komponenten wie Armaturen zur Druckabsicherung oder Hauptkühlmittelpumpen erfolgt in Einzelfällen bereits eine Innenbesichtigung. Der Aufwand hierfür, also auch die Kollektivdosis des Personals, müßte den Betreibern besser bekannt sein. Bei der bisher noch nicht durchgeführten Innenbesichtigung von Hauptkühlmittelleitungen denken wir natürlich an eine fernbediente Prüfungsdurchführung mit Rohrleitungsmanipulatoren, wie sie in der Baustellenprüfung bereits erprobt sind. Die Strahlenbelastung für eine solche Prüfungsdurchführung dürfte sich daher in vertretbaren Grenzen halten.

**Gesellschaft für Reaktorsicherheit (GRS) mbH**

Schwertnergasse 1  
5000 Köln 1

Forschungsgelände  
8046 Garching

ISBN 3 - 923875 - 02 -9