



Gesellschaft für
Reaktorsicherheit (GRS) mbH

GRS-Bericht

SICHERER BETRIEB
VON KERNKRAFTWERKEN

4. GRS-Fachgespräch
Köln, 30.–31. Oktober 1980

GRS-20 (März 1981)



Gesellschaft für Reaktorsicherheit (GRS) mbH

GRS-Bericht

SICHERER BETRIEB VON KERNKRAFTWERKEN

4. GRS-Fachgespräch
Köln, 30.–31. Oktober 1980

GRS-20 (März 1981)

Herausgeber: Gesellschaft für Reaktorsicherheit (GRS) mbH, Köln
Redaktion: W. Schulz, GRS, Köln

Diese Beiträge wurden gleichzeitig in der Zeitschrift „Technische Mitteilungen“ Heft 1–2 1981
im Vulkan-Verlag Dr. W. Classen Nachf. GmbH & Co. KG, Postfach 10 39 62, 4300 Essen 1, veröffentlicht.

Inhaltsverzeichnis

	Seite
Begrüßung (A. Birkhofer)	1
Zielvorstellungen und Aufgabenbewältigung der behördlichen Aufsicht über die in Betrieb befindlichen Kernkraftwerke Vortrag J. K. Pfaffelhuber und R. D. Wendling	2
Einführung in das Fachgespräch (O. Kellermann)	8
Strahlenbelastung in deutschen Kernkraftwerken – Entwicklung und Einflußgrößen Vortrag W. Müller	9
Diskussion zum Vortrag W. Müller	16
Strahlenschutz im Kernkraftwerk Biblis – Maßnahmen zur Dosisminimierung Vortrag R. Ambros und H.J. Schroeder	17
Diskussion zum Vortrag R. Ambros und H.J. Schroeder	26
Stand und Verbesserungsmöglichkeiten der Rückhaltung luftgetragener radioaktiver Stoffe Vortrag J.G. Wilhelm	26
Diskussion zum Vortrag J.G. Wilhelm	33
Human Factors in Nuclear Power Plant Operations Vortrag A.D. Swain	35
Diskussion zum Vortrag A.D. Swain	41
Auswertung von Betriebserfahrungen durch die GRS Vortrag E. Lindauer und P. Kafka.	42
Diskussion zum Vortrag E. Lindauer und P. Kafka.	46
Anforderungen an die Qualitätssicherung im Betrieb Vortrag H. Schulz und K. Wagner	47
Diskussion zum Vortrag H. Schulz und K. Wagner	50
Nachrüstmaßnahmen bei Kernkraftwerken – Erfahrungen am Kernkraftwerk Obrigheim Vortrag H. Schenk.	51
Diskussion zum Vortrag H. Schenk	55
Neue Überwachungssysteme in Kernkraftwerken Vortrag D. Wach	55
Diskussion zum Vortrag D. Wach	65
Zusammenfassung der Ergebnisse (R. Antoni)	66
Teilnehmerverzeichnis	67
Verteiler	81

Sicherer Betrieb von Kernkraftwerken

Begrüßung

Von A. Birkhofer¹⁾

In dem knappen Jahr, das seit dem letzten Fachgespräch in München vergangen ist, konnte man die erhebliche Ausstrahlung der Ereignisse von Harrisburg auf die Kerntechnik feststellen. Überall hatte sich nach dem Störfall eine gewisse Unsicherheit gegenüber Kernkraftwerken ausgebreitet. Deshalb standen intensive Auswertungen des Störfallablaufs, Übertragung der Untersuchungsergebnisse unter Einbeziehung der Erkenntnisse des Kemeny- und des Rogovin-Reports auf die Verhältnisse der einzelnen Länder sowie Planung bzw. Durchführung beschlossener Maßnahmen im Mittelpunkt der Aktivitäten der Länder.

Sofortmaßnahmen waren bei in Betrieb befindlichen deutschen Kernkraftwerken aufgrund der Ereignisse in Harrisburg nicht erforderlich. Doch führten die Überlegungen wieder verstärkt zur Diskussion über Vorkehrungen und Maßnahmen, die langfristig zu einer Verbesserung der Reaktorsicherheit und damit zu einer weiteren Verminderung des verbleibenden, bereits sehr geringen Risikos führen könnten.

Eine weitere Reduktion des Risikos kann entweder durch Maßnahmen zur Störfallverhinderung oder durch Maßnahmen zur Schadenseindämmung erreicht werden. Meiner Meinung nach müssen nach wie vor Maßnahmen zur Störfallverhinderung als vorrangig angesehen werden, während Maßnahmen zur Schadenseindämmung erst sekundär in Betracht zu ziehen sind. Dies hat sich bisher bewährt. Nicht zuletzt die deutsche Risikostudie, aber auch die Ereignisse von Harrisburg haben gezeigt, daß Störungen aus dem Normalbetrieb sich unter sehr ungünstigen Umständen bis hin zu Störfällen ausweiten können. Es muß deshalb diesen betriebsnahen Störungen verstärkte Aufmerksamkeit gewidmet werden. Sicherlich sind Maßnahmen zur Störfallverhinderung für den Außenstehenden schwer durchschaubar und beurteilbar, da man sich sehr detailliert mit der jeweiligen Systemtechnik auseinandersetzen muß. Daher scheinen einfache Maßnahmen zur Schadenseindämmung oft einsichtig, vor allem, wenn sie auf passiven Elementen aufgebaut sind und eine sogenannte „einhüllende“ Sicherheitsfunktion ausüben.

Es wird nicht nur für ganz bestimmte Störfallabläufe, sondern für ein weites Störfallspektrum ein hinreichender Schutz gegen die Freisetzung radioaktiver Spaltprodukte geboten.

Ein typisches Beispiel dafür ist der Sicherheitsbehälter, der aus dem Primärsystem freigesetzte Aktivität bei Unfällen ungeachtet des genauen Störfallablaufs zurückhält. Die Funktionsweise des Sicherheitsbehälters kann auch der breiten Öffentlichkeit verhältnismäßig leicht erklärt werden.

Der Auslegung des Sicherheitsbehälters werden Belastungen zugrunde gelegt, die über den Auslegungsstörfall „Kühlmittelverlust“ mit bekannten Rechenverfahren ermittelt werden. Die Situation wird jedoch wesentlich komplizierter, wenn extrem anomale Anlagenzustände betrachtet werden, wie zum Beispiel der Verlauf und die Auswirkungen von postulierten Kernschmelzunfällen. Solche extrem seltenen Ereignisse sind der analytischen Behandlung schwer zugänglich, da ausgereifte Modelle fehlen und man kaum auf geeignete Experimente oder ähnliche Verläufe zurückgreifen kann. Scheinbar einfache Maßnahmen zur Schadenseindämmung können sich unter wahren Unfallbedingungen dabei als unwirksam erweisen, da auftretende Probleme nicht genügend beachtet worden sind.

Auch die im Oktober 1980 von der internationalen Atomenergie-Organisation abgehaltene Sicherheitskonferenz in Stockholm hat diese Vorgehensweise im Grundsatz bestätigt.

Auf dieser Tagung wurde dem Problem Mensch – Maschine große Aufmerksamkeit gewidmet. Es zeigten sich doch erhebliche Auffassungsunterschiede zwischen dem amerikanischen und, ich möchte fast sagen, dem europäischen Vorgehen, was sich auch durch die unterschiedliche Technik erklären läßt.

So habe ich den Eindruck, daß man bei den Amerikanern daran denkt, diese Aufgabe hauptsächlich dadurch zu lösen, indem man durch geeignete Ausbildungsprogramme besonders zuverlässige Operateure heranbilden will. Wenngleich wir ebenfalls als wichtiges Element für einen sicheren Betrieb von Kernkraftwerken die Heranbildung eines hochqualifizierten Schichtpersonals sehen, sind wir der Meinung, daß auch die Technik dem Menschen entgegenkommen muß. So haben

1) Professor Dr. phil. A. Birkhofer ist Geschäftsführer der Gesellschaft für Reaktorsicherheit (GRS) mbH

wir im Grundsatz eine Technik aufzubauen, die auch Fehler des Operateurs zuläßt. Die unterschiedliche Wartengestaltung typischer Anlagen in den USA und in der Bundesrepublik Deutschland rechtfertigt unser Vorgehen voll. So hat das Schichtpersonal bei uns durch Informationskonzentration und die Verwendung von Blindschaltbildern einen verhältnismäßig guten Überblick über den Gesamtzustand der Anlage auch bei Störungen.

Meiner Meinung nach müssen wir diesen Weg weiter konsequent beschreiten, was auch eine laufende Überprüfung des notwendigen Automatisierungsgrades einschließt. Dazu gehört meiner Ansicht nach neben einer systematischen Ausbildung des Personals einschließlich Simulatortraining auch eine Verbesserung der Informationsdarstellung und Aufbereitung auf der Warte unter der Zuhilfenahme moderner Kommunikationsmittel, wie beispielsweise Diagnosesysteme.

Vielleicht sollte man auch in unsere Nachbarländer schauen. Deutschland war ein Land, das nicht zuletzt im Wechselspiel mit seinen Nachbarländern unter Aufnahme wesentlicher Impulse vieles und schönes in Kultur und Technik geleistet hat. Ich glaube, es ist auch in der Kerntechnik von Zeit zu Zeit angemessen, über unsere eigenen Zäune zu schauen, und uns umzusehen, wie beispielsweise Frankreich mit seinen Sicherheitsaufgaben zu Rande kommt.

Lassen Sie mich nach diesen allgemeinen Bemerkungen nun kurz zu unserem eigentlichen Thema kommen.

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.

Die deutschen Kernkraftwerke lagen 1979 mit einer Arbeitsausnutzung von etwa 70 % im oberen Drittel der Weltstatistik. Dies ist ein wichtiger Hinweis darauf, den eingeschlagenen Weg bei Errichtung und Betrieb der Anlagen fortzusetzen.

In diesem Zusammenhang möchte ich eine Aussage der bei vielen so sehr umstrittenen Enquete-Kommission des Deutschen Bundestages „Zukünftige Kernenergie-Politik“, weil ich eine Reihe von Mitgliedern hier sehe, zitieren, die auch festgestellt hat, daß der bisherige Stand der Reaktorsicherheit die Nutzung von Leichtwasserreaktoren vertretbar erscheinen läßt.

Das vorliegende Heft enthält außer den Referaten des Fachgesprächs 1980 den Festvortrag von Herrn Min.-Dirig. Pfaffelhuber vom BMI. Er wird aus der Sicht der Behörde über die schwierigen Probleme und deren Lösungsmöglichkeiten bei den in Betrieb befindlichen deutschen Kernkraftwerken berichten. Sein Thema lautet: „Zielvorstellungen und Aufgabenbewältigung der behördlichen Aufsicht über die in Betrieb befindlichen Kernkraftwerke“.

Zielvorstellungen und Aufgabenbewältigung der behördlichen Aufsicht über die in Betrieb befindlichen Kernkraftwerke

Von J. K. Pfaffelhuber und R. D. Wendling¹⁾

Kurzfassung

Es wird ein Überblick gegeben über die Zielvorstellungen, die Rechtsgrundlagen, die Organisation und das Funktionieren der staatlichen Aufsicht über die in der Bundesrepublik Deutschland in Betrieb befindlichen Kernkraftwerke. Einige aktuelle Interessenschwerpunkte des Bundesministers des Innern werden vorgestellt, und ein Ausblick auf wichtige Vorhaben wird gegeben.

Abstract

A survey is given about the aims, the legal basis, the organization, and the performance of the governmental supervision of operating power plants in the Federal Republic of Germany. Some points of current interest to the Federal Minister of the Interior are discussed, and an outline on important projects is given.

Einleitung

Gerne komme ich der Aufforderung nach, das Grundsatzreferat zu halten auf einer Tagung, die dem sicheren Betrieb von Kernkraftwerken gewidmet ist, und gerne ergreife ich die Gelegenheit, in einigen Schwerpunkten die Vorstellungen des Bundesministers des Innern über den sicheren Betrieb von Kernkraftwerken und die entsprechende staatliche Aufsicht einer größeren Fach-Öffentlichkeit vorzutragen.

Die Kernenergie-debatte wird in unserem Land mit unverminderter Heftigkeit geführt; auch die Nachwirkungen von Harrisburg sind noch allenthalben zu spüren.

In der Debatte ist nach wie vor festzuhalten, daß die Diskussion komplizierter technischer Zusammenhänge und Einzelheiten hohe Anforderungen an das Verständnis des Bürgers stellt; seine Bereitschaft, die Nutzung der Kernenergie zu akzeptieren, wird mitbestimmt durch das Vertrauen, das er der staatlichen Aufsicht über die Kernkraftwerke entgegenzubringen vermag. Nur wenn es gelingt, das Wirken der Behörden überzeugend zu gestalten und für die Öffentlichkeit erkennbar zu machen, wie die Sicherheit der Kernkraftwerke durch die staatliche Aufsicht überwacht und gewährleistet wird, nur dann kann die Öffentlichkeit Vertrauen zu dieser Technologie fassen.

Mit der Erteilung der Genehmigung zum Betrieb eines Kernkraftwerkes hört die staatliche Überwachung der Anlage keineswegs auf. Sie wird während des Betriebs ebenso lückenlos überwacht wie während der verschiedenen Phasen des Genehmigungsverfahrens und der Errichtung des Kernkraftwerkes. Wir werden uns hier in erster Linie mit der staatlichen Aufsicht über die in Betrieb befindlichen Kernkraftwerke beschäftigen.

Nicht zuletzt der lückenlosen und strengen staatlichen Aufsicht, aber auch den ständigen Bemühungen der Betreiber ist es zu verdanken, daß die Kernkraftwerke in der Bundesrepublik Deutschland sicher betrieben werden. Das Ziel der staatlichen Aufsicht, der Schutz der Menschen und der Umgebung vor den Gefahren, die mit dem Betrieb von Kernkraftwerken verbunden sind, wurde erreicht. Dies gilt sowohl für die Sicherheit des Normalbetriebs als auch für die Beherrschung von gelegentlich auftretenden Störungen. In keinem Fall kam es zu ernsthaften Personenschäden durch Radioaktivität.

Selbst bei dem Störfall am 18. Juni 1978 im Kernkraftwerk Brunsbüttel, der in Umweltschützerkreisen als schwerer Unfall

¹⁾ Ministerialdirigent J. K. Pfaffelhuber und Oberregierungsrat Dr. R. D. Wendling, Bundesministerium des Innern, Bonn

bezeichnet wurde, waren die Auswirkungen auf das Personal der Anlage und die Umgebung vernachlässigbar.

Zum Vergleich seien hier die Zahlen aus dem Steinkohlebergbau in der Bundesrepublik Deutschland herangezogen. Dort waren in den letzten 35 Jahren 3,5 Millionen Arbeitsunfälle zu verzeichnen, es gab 16000 Tote und 135000 anderweitig Geschädigte (Staublunge).

Lassen sie mich in diesem Zusammenhang ein Wort sagen zu einer Besonderheit, die ich seit langem mit Mißbehagen beobachte. Es ist dies das Auseinanderklaffen der Sicherheitsbemühungen der Behörden und ihrer Sachverständigen und der Betreiber der Kernkraftwerke auf der einen Seite und der Berichterstattung in den Medien auf der anderen Seite. Es scheint so, als würde sich das Schüren von Angst vor einer unverstandenen und als bedrohlich empfundenen Technologie besser verkaufen als das sachliche Berichterstaten über erfolgreiche Bemühungen auf dem Gebiet der Reaktorsicherheit.

Auch durch Äußerungen von kirchlicher Seite in jüngster Zeit werden die Probleme einer Lösung nicht gerade nähergebracht. So zum Beispiel, wenn seine Eminenz Joseph Kardinal Höffner in seinem Eröffnungsvortrag 1980 auf der Vollversammlung der Deutschen Bischofskonferenz in Fulda sagt, es genüge nicht, die Gefahren der Kernenergie auf ein Minimum zu beschränken, sie müßten *vollkommen* ausgeschlossen sein.

Die Forderung nach Nullrisiko ist jedoch eine utopische Forderung. Das Bundesverfassungsgericht hat hierzu zutreffend in seinem „Kalkar“-Beschuß vom 8. August 1978 ausgeführt:

„Vom Gesetzgeber im Hinblick auf seine Schutzpflicht eine Regelung zu fordern, die mit absoluter Sicherheit Grundrechtsgefährdungen ausschließt, die aus der Zulassung technischer Anlagen und ihrem Betrieb möglicherweise entstehen können, hieße die Grenzen menschlichen Erkenntnisvermögens verkennen und würde weithin *jede* staatliche Zulassung der Nutzung von Technik verbannen.“

An dieser Stelle sei ein häufig in der Öffentlichkeit anzutreffendes Mißverständnis bezüglich der Rolle der Aufsichtsbehörden richtiggestellt. Es ist ganz klar *nicht* Sache der Aufsichtsbehörden zu entscheiden, ob wir Kernenergie brauchen oder wollen. Diese Entscheidung obliegt bekanntlich dem Gesetzgeber, und er hat seine Entscheidung getroffen. Wenn man keine Kernenergie will, so muß man den Gesetzgeber veranlassen, das Atomgesetz umzugestalten und einen anderen Gesetzeswillen zu äußern, als er es bisher getan hat.

Die Aufgabe der Aufsichtsbehörden ist es, auf der Grundlage des Atomgesetzes und seines eindeutigen Schutzcharakters vorrangig die Schutzinteressen der Bevölkerung gegenüber den Gefahren der Kernenergie zu wahren. Diesem Prinzip des absoluten Vorranges der Sicherheit vor allen anderen Belangen fühlt sich der Bundesminister des Innern im Rahmen seiner Gesetz- und Zweckmäßigkeitsschutzaufsicht unumstößlich verpflichtet.

In meinem Beitrag werde ich zunächst auf die Zielvorstellungen der staatlichen Aufsicht über die in Betrieb befindlichen Kernkraftwerke eingehen und werde dann etwas sagen über die Rechtsgrundlagen, die Organisation und das Funktionieren der staatlichen Aufsicht. Diese beiden Abschnitte werden aber kurzgehalten zugunsten des nächsten Abschnittes, in dem aktuelle Interessenschwerpunkte des Bundesministers des Innern angesprochen werden. Zum Abschluß meines Beitrages werde ich dann einen Ausblick auf wichtige Vorhaben des Bundesministers des Innern auf dem Gebiet der Aufsicht über den Betrieb von Kernkraftwerken geben.

Zielvorstellungen der behördlichen Aufsicht

Das oberste Ziel der staatlichen Aufsicht über den Betrieb von Kernkraftwerken ist der Schutz der Bevölkerung und der

in der Anlage Beschäftigten vor den Gefahren, die mit dem Betrieb eines Kernkraftwerkes verbunden sind. Die Verantwortung für den sicheren Betrieb eines Kernkraftwerkes trägt der Betreiber der Anlage, während die aufsichtsführende Behörde die Verantwortung dafür trägt, daß der Betreiber seinen Sicherheitspflichten nachkommt.

Die Bedeutung der staatlichen Aufsicht ergibt sich auch aus den beiden grundlegenden Beschlüssen des Bundesverfassungsgerichtes zum deutschen Atomrecht vom 8. August 1978 (Kalkar) und vom 20. Dezember 1979 (Mülheim-Kärlich). Zwar hat sich das Gericht nicht direkt mit Fragen der Aufsicht über den Betrieb von Kernkraftwerken auseinandergesetzt. Eine Analyse der genannten Beschlüsse führt jedoch dazu, daß das Bundesverfassungsgericht im Sinne einer „bestmöglichen Verwirklichung des Grundrechtsschutzes“ das atomrechtliche Instrumentarium *in seiner Gesamtheit* wertet. Damit geht es auch von der Notwendigkeit einer besonders effektiven und intensiven Aufsicht aus, die noch gesteigert wird durch die im Hinblick auf die Weiterentwicklung der Technik offene Fassung des Atomgesetzes.

Das Gebot intensiver staatlicher Aufsicht über in Betrieb befindliche Kernkraftwerke folgt aus der vom Bundesverfassungsgericht hervorgehobenen besonderen Pflicht des Staates zum Schutz des Rechts auf körperliche Unversehrtheit (Artikel 2 Abs. 2 Grundgesetz) gegen die Gefahren der Kernenergie, die der Staat mit der grundsätzlichen Zulassung der Kernenergienutzung im allgemeinen und der Genehmigung einzelner Anlagen im besonderen übernommen hat.

Grundlegendes Schutzziel bei der friedlichen Nutzung der Kernenergie ist es, jede unnötige Strahlenexposition zu vermeiden und jede unvermeidbare Strahlenexposition unterhalb der genehmigten Höchstwerte so gering wie möglich zu halten. Grenze nach unten ist der Grundsatz der Verhältnismäßigkeit zwischen Mittel und Zweck.

Was Kernkraftwerke anbetrifft, so unterscheiden wir bezüglich der Schutzziele drei Anlagenzustände:

- den bestimmungsgemäßen Betrieb einschließlich besonderer Vorkommnisse, die eine Fortsetzung des Betriebes gestatten,
- den Störfall, bei dem der Betrieb der Anlage aus sicherheitstechnischen Gründen unterbrochen werden muß, und
- den Unfall als ein Ereignis, dessen Eintreten im Bereich des Restrisikos liegt.

Schutzziel für den bestimmungsgemäßen Betrieb ist es, den Beitrag der Kernkraftwerke zur Strahlenexposition der Gesamtbevölkerung von derzeit weniger als 1 mrem pro Jahr auch bei einer weiteren Zunahme der Zahl der Kernkraftwerke nicht wesentlich ansteigen zu lassen.

Schutzziel bei Störfällen ist es, erhöhte Strahlenexpositionen so zu begrenzen, daß das Risiko von Einzelpersonen nicht über das Berufsrisiko beruflich strahlenexponierter Personen angehoben und das Gesamtrisiko der Bevölkerung nicht signifikant erhöht wird.

Schutzziel für Unfälle ist es, auch für diese extrem unwahrscheinlichen Notfälle, die im Rahmen der technischen Vorkkehrungen derzeit nicht *expressis verbis* berücksichtigt werden, durch aktive Notfallschutzmaßnahmen so gering wie möglich zu halten. Darüber hinaus gibt es aktuelle Überlegungen zur weiteren Reduktion des Restrisikos, zum Beispiel durch die unterirdische Bauweise von Kernkraftwerken oder durch den Bau spezieller Fundamente und Sicherheitsbehälter, die einer Kernschmelze standhalten.

Zur Erreichung dieser Schutzziele ist ein enges Zusammenwirken zwischen der Aufsichts- und der Genehmigungsseite der Behörden erforderlich. Das läßt sich besonders an der Nachrüstung älterer Kernkraftwerke zeigen. Hier wird die Notwendigkeit für eine Nachrüstung zunächst von der Aufsichtsbehörde festgestellt. In der Genehmigung der Nach-

rüstmaßnahmen muß dann der von der Aufsicht gewollte Zweck der Maßnahme sichergestellt werden. Umgekehrt ist eine gewisse Mitwirkung der für die Aufsicht zuständigen Stellen bei Genehmigungen wünschenswert, um das in der Genehmigung Gewollte früh zu erkennen und entsprechend zu verwirklichen.

Rechtsgrundlagen, Organisation und Funktionieren der behördlichen Aufsicht

Die Rechtsgrundlagen für die behördliche Aufsicht über die in Betrieb befindlichen Kernkraftwerke finden sich im Atomgesetz und den auf ihm beruhenden Rechtsverordnungen, insbesondere der Strahlenschutzverordnung. Die Befugnisse und Obliegenheiten der Aufsichtsbehörden sind in § 19 AtG festgelegt, der in Einzelheiten auf § 139 GewO verweist. Der Wortlaut des § 19 des Atomgesetzes unterscheidet sich zunächst nicht allzusehr von dem Wortlaut vergleichbarer Bestimmungen aus anderen Bereichen des Gewerberechts. Er läßt aber im Zusammenhang mit dem vorrangigen Schutzzweck des § 1 Nr. 2 AtG genügend Spielraum für eine erhebliche Intensivierung, die der Aufsicht im Bereich kerntechnischer Anlagen eine andere Qualität geben als der herkömmlichen Gewerbeaufsicht.

Die behördliche Aufsicht über die Kernkraftwerke wird durch die Länder im Auftrage des Bundes ausgeführt (Art. 87c GG in Verbindung mit § 24 Atomgesetz). Das bedeutet, daß die Aufsicht vor Ort von den zuständigen Landesbehörden in Zusammenarbeit mit ihren Gutachtern durchgeführt wird. Die Länder ihrerseits unterliegen der Gesetz- und Zweckmäßigkeitsschau des Bundes. Nach Art. 85 GG unterstehen die Landesbehörden den Weisungen des Bundes. Der Bund kann allgemeine Verwaltungsvorschriften für die Länder erlassen sowie Berichte und Vorlage der Akten verlangen.

Durch diese föderalistische Struktur ist ein günstiges Zusammenwirken einer wirksamen Aufsicht über die Anlage durch eine räumlich nahe gelegene Behörde und eine zentrale Koordination der Länderbehörden durch das Bundesministerium des Innern gegeben.

Aufsicht der Länder

Die behördliche Aufsicht über die in Betrieb befindlichen Kernkraftwerke wird in engem Zusammenwirken zwischen den für die Aufsicht und den für die Genehmigung zuständigen Stellen der Länderbehörden durchgeführt. Die für den sicheren Betrieb eines Kernkraftwerkes nötigen Anforderungen werden von der Genehmigungsseite mit den Errichtungsgenehmigungen und schließlich mit der Betriebsgenehmigung festgelegt. Die Einhaltung der entsprechenden Auflagen wird von der aufsichtsführenden Stelle während der Errichtung der Anlage überwacht. Damit ist sichergestellt, daß bei Inbetriebnahme der Anlage die nach dem Stand von Wissenschaft und Technik erforderlichen Vorsorge gegen Schäden durch den Betrieb der Anlage getroffen ist.

Die Aufsicht über die in Betrieb befindlichen Kernkraftwerke erstreckt sich in ihrer beobachtenden Komponente insbesondere auf:

- die Kontrolle auf Einhaltung des Inhaltes der Genehmigungsbescheide und eventueller nachträglicher Auflagen, auf Einhaltung der atomrechtlichen Vorschriften und der sicherheitstechnischen Regeln und Richtlinien, wie BMI-Sicherheitskriterien, RSK-Leitlinien und BMI-Richtlinien;
- die Überprüfung der Kernkraftwerke auf unzulässige Abweichungen nach dem Stand von Wissenschaft und Technik, insbesondere ob eventuelle Nachrüstungen erforderlich sind oder ob gar der Tatbestand einer erheblichen Gefährdung Einzelner oder der Allgemeinheit nach § 17 Abs. 5 AtG mit der Folge des Widerrufs der Genehmigung gegeben ist;

- die Überwachung der wiederkehrenden Prüfungen und der Maßnahmen zur Qualitätssicherung an den sicherheitstechnisch wichtigen Systemen und Komponenten des Kernkraftwerks;
- die Kontrolle der radioaktiven Abgaben;
- den Strahlenschutz des Personals;
- die Kontrolle der Fachkunde der für den Betrieb der Anlage verantwortlichen Personen;
- die Erfassung und Auswertung besonderer Vorkommnisse und die Umsetzung der Ergebnisse;
- die Erarbeitung von Anregungen für weiterführende Forschungen auf dem Gebiet der Reaktorsicherheit.

Die Aufsicht der Landesbehörden wird sowohl vor Ort durch regelmäßige und außergewöhnliche Besuche in der Anlage als auch in der Behörde selbst durchgeführt. Erkennt die Aufsichtsbehörde Schwachstellen in einem Kernkraftwerk, so macht sie dem Betreiber deren Behebung zur Auflage. Der Betreiber arbeitet Lösungsvorschläge aus und legt sie der Behörde zur Genehmigung vor. In der Regel müssen die Vorschläge des Betreibers von einem Gutachter geprüft werden. Sind alle Auflagen der Behörde und alle Forderungen des Gutachters erfüllt, kann die Behörde ihre Zustimmung erteilen.

Den Berichten der Länderbehörden entnehme ich, daß die Betreiber bei diesem Verfahren durchaus kooperationsbereit sind. Ich werte dies unter anderem als einen Erfolg der Bemühungen des Bundesministers des Innern, den Betreibern immer wieder vor Augen zu führen, daß nur eine sichere Anlage auch eine wirtschaftliche Anlage sein kann.

Aufsicht des Bundes

Der Bundesminister des Innern als der für die Bundesaufsicht über das Handeln der Länder federführend zuständige Bundesminister sieht seine Aufgabe darin, dafür Sorge zu tragen, daß das den staatlichen Aufsichtsbehörden zur Verfügung stehende Instrumentarium nach einheitlichen Maßstäben so wirkungsvoll eingesetzt wird, daß der Schutz der Bevölkerung und der in der Anlage Beschäftigten vor den Gefahren der Kernenergie unter allen Umständen sichergestellt ist.

Zur Wahrnehmung der Gesetz- und Zweckmäßigkeitsschau über das Handeln der Länder bedient sich der BMI folgenden Instrumentariums:

- Er läßt sich über die Betriebserfahrungen regelmäßig berichten.
- Er schaltet sich in bedeutsame Phasen der Aufsichtsverfahren ein, gegebenenfalls macht er Zustimmungsvorbehalte. Er läßt sich hierbei von RSK und SSK beraten.
- Er erläßt Richtlinien und Einzelweisungen.
- Durch die Einrichtung einer zentralen Störfallstelle bei der GRS hat der BMI für die Weitergabe deutscher und ausländischer Betriebserfahrungen an die betroffene Fachwelt und für deren Berücksichtigung in den Aufsichts- und Genehmigungsverfahren gesorgt.

Die Zusammenarbeit zwischen Bund und Ländern läuft hinsichtlich der atomrechtlichen Aufsicht praktisch reibungslos. Die Arbeit der atomrechtlichen Behörden der Länder wird unter Vorsitz des Bundes im Länderausschuß für Atomkernenergie koordiniert. Ein eigener Arbeitskreis sorgt für einen Erfahrungsaustausch der für die Aufsicht zuständigen Behörden.

Beispiele für ein koordiniertes Vorgehen in übergreifenden Fragen waren zum Beispiel der Austausch von Rohrleitungen aus dem Werkstoff WB 35 und die Nachrüstung der Schnellabschaltbehälter in den Kernkraftwerken Philippsburg, Isar, Brunsbüttel und Würgassen.

Bei bundesweiten Vorhaben, wie zum Beispiel der Einführung eines Systems zur Fernüberwachung von Kernkraftwerken, wirkt der Bund harmonisierend. Er hat hierzu nach gemeinsamer Verabschiedung im Länderausschuß für Atomkernenergie die entsprechenden Rahmenrichtlinien erlassen.

Bei besonders bedeutenden Ereignissen in einem Kernkraftwerk behält sich der BMI das letzte Wort vor. So hatte er sich zum Beispiel anlässlich des Störfalles im Kernkraftwerk Brunsbüttel die Prüfung der sicherheitstechnischen und organisatorischen Verbesserungen von der Wiederinbetriebnahme vorbehalten. Er hat seine Zustimmung erst geben können, als nach eingehenden Beratungen in RSK und SSK alle Sicherheitsbedenken ausgeräumt und alle Auflagen erfüllt waren.

Das OVG Lüneburg hat dann die Wiederinbetriebnahme aus anderen, nämlich verfahrensrechtlichen Gründen, gestoppt, für die die zuständige Landesbehörde in Schleswig-Holstein verantwortlich zeichnet.

Der BMI ist sich bewußt, daß verfahrensbedingte lange Stillstandszeiten von Anlagen wirtschaftliche Härten für den Betreiber bedeuten können. Er sieht aber keinen Anlaß, von seiner Forderung nach kompromißlosem Vorrang für die Sicherheit abzugehen. Nicht an dieser Maxime orientierte Entscheidungen der Behörden würden im übrigen einer verwaltungsgerichtlichen Überprüfung sicherlich nicht standhalten.

Aktuelle Schwerpunkte aus der Sicht des BMI

Im folgenden möchte ich auf einige aktuellere Punkte eingehen, die derzeit beim Bundesminister des Innern und seinen Beratergremien unter dem Gesichtspunkt der Aufsicht im Vordergrund des Interesses stehen.

Konsequenzen aus dem Störfall in Harrisburg

Da ist zunächst der Störfall von Harrisburg und die daraus zu ziehenden Konsequenzen. Wie kein anderer hat dieser Störfall das Interesse der Fachwelt und der Öffentlichkeit erregt. Sofort nachdem die technischen Einzelheiten des Störfalles in Harrisburg hinreichend bekannt waren, wurden die in den USA gewonnenen Erkenntnisse auf ihre Übertragbarkeit auf deutsche Verhältnisse geprüft.

Der BMI hat die Reaktor-Sicherheitskommission vielfach mit der Beratung der Konsequenzen aus Harrisburg befaßt. Auf Weisung des BMI haben die Landesbehörden und ihre Gutachter eine unverzügliche Überprüfung der in ihre Zuständigkeit fallenden Kernkraftwerke vorgenommen. Dabei zeigte sich, daß aufgrund der Unterschiede zwischen den deutschen und den amerikanischen Verhältnissen zwar keine technischen Sofortmaßnahmen erforderlich waren, in der Folge weiterer Untersuchungen stellten sich aber einige technische Verbesserungen an älteren Anlagen als durchaus zweckmäßig heraus.

Ähnlich steht es mit der Organisation der staatlichen Aufsicht in der Bundesrepublik Deutschland. Die insbesondere von der Kemeny-Kommission geäußerte Kritik an den amerikanischen Behörden hat keinen Anlaß gegeben, die Organisation der deutschen staatlichen Aufsicht grundsätzlich zu ändern. Die Analyse hat gezeigt, daß im Lichte der dort erhobenen Kritik unsere Aufgabenverteilung und Sachverständigenstruktur und das mehrfach gestaffelte System der Qualitätssicherung und -erhaltung eindeutige Vorteile aufweisen.

Gleichwohl hat Harrisburg und davor Brunsbüttel erneute Impulse zu einer weiteren Intensivierung der Aufsicht gegeben. Der Bundesminister des Innern hat daraus die Konsequenzen gezogen. Er hat die für Reaktorsicherheit und Strahlenschutz zuständige Abteilung umorganisiert und personell verstärkt. Ich halte es für dringend erforderlich, daß nun auch auf seiten der Länder eine Intensivierung der Auf-

sicht insbesondere durch eine Aufstockung des Personalbestandes erfolgt. Technische Maßnahmen zur Verstärkung der staatlichen Aufsicht scheinen hier weniger erfolgversprechend.

Fernüberwachung kerntechnischer Anlagen

Schon vor dem Störfall in Harrisburg gab es in der Bundesrepublik Deutschland das Konzept, die betreibereigene Umgebungsüberwachung eines Kernkraftwerkes zu ergänzen durch eine unabhängige behördliche Überwachung der Radioaktivitätsemissionen und -immissionen. Die Überlegungen wurden im Lichte der Erfahrungen in Harrisburg weitergeführt, und in der Folge hat der Deutsche Bundestag in seiner Sitzung am 29. November 1979 die bundesweite Einführung von Fernüberwachungssystemen für kerntechnische Anlagen in der Bundesrepublik Deutschland empfohlen.

Um eine möglichst einheitliche Vorgehensweise bei der Einführung der Fernüberwachungssysteme sicherzustellen, hat der Bundesminister des Innern im Rahmen seiner Zweckmäßigkeitssicht zur Konkretisierung dieser Entschließung eine Rahmenempfehlung erarbeitet, die unter seinem Vorsitz im Länderausschuß für Atomkernenergie am 11. September 1980 verabschiedet wurde. Die Rahmenempfehlung schafft die Grundlage für ein bundeseinheitliches Vorgehen, und die erzielte Einigung ist der Ausdruck der gemeinsamen Anstrengungen von Bund und Ländern, im Sinne eines optimalen Schutzes von Bevölkerung und Umwelt jede Möglichkeit auszuschöpfen, die zu einer weiteren Verbesserung der Aufsicht über den Betrieb der Kernkraftwerke führt. Unter dem Kernreaktor-Fernüberwachungssystem ist die automatische Erfassung von bestimmten Daten aus den Kernkraftwerken und deren Umgebung sowie deren Weiterleitung an die atomrechtliche Aufsichtsbehörde zu verstehen. In dieser Rahmenempfehlung sind die wesentlichen Grundzüge und Aufgaben der Fernüberwachung von Kernkraftwerken auf der Basis der Rechtsvorschriften des Atomgesetzes und der Strahlenschutzverordnung dargestellt.

Die Aufgaben der Fernüberwachung sind durch vier Schwerpunkte gekennzeichnet:

- Überwachung der Ableitung und Freisetzung radioaktiver Stoffe (Emissionsüberwachung),
- Überwachung der Aktivitätskonzentration und Ortsdosisleistung in der Umgebung (Immissionsüberwachung) sowie in Strahlenschutzbereichen,
- Erfassung der für die Ausbreitung und Ablagerung radioaktiver Stoffe bedeutsamen meteorologischen Einflußgrößen (Meteorologie),
- Überwachung solcher Betriebsparameter, die für die Emissionsüberwachung bedeutsam sind.

Um bei der Umsetzung der Rahmenempfehlung in ein technisches Konzept eine möglichst einheitliche Vorgehensweise zu erreichen, hat der Bundesminister des Innern die Projektträgerschaft für die Einführung der Fernüberwachungssysteme an die Industrieanlagen-Betriebsgesellschaft mbH (IABG) in Ottobrunn vergeben.

Bei der Fernüberwachung erfaßte Daten stehen auch für den grenzübergreifenden Informationsaustausch über grenznahe Kernkraftwerke zur Verfügung. Obwohl Reaktorunfälle mit sehr großflächigen Auswirkungen nach aller praktischen Erfahrung ausgeschlossen werden können, ist der Notfallschutz Bestandteil der Sicherheitsvorsorge und auch für grenznahe ausländische Kernkraftwerke vorzusehen. Die entsprechenden Fragen werden in gemeinsamen Kommissionen mit unseren Nachbarländern erörtert.

Zum Beispiel wurde als Ergebnis der Zusammenarbeit mit Frankreich in der Deutsch-Französischen Kommission für Fragen der Sicherheit kerntechnischer Einrichtungen eine Vereinbarung getroffen, die sicherstellt, daß die Präfektur Colmar das Regierungspräsidium Freiburg sofort über alle

besonderen Vorkommnisse im Kernkraftwerk Fessenheim informiert. Damit ist gewährleistet, daß die auf deutscher Seite vorgesehenen Notfallschutzmaßnahmen bei Bedarf unverzüglich eingeleitet werden können.

Darüber hinaus steht im Moment eine völkerrechtliche Vereinbarung über den grenzüberschreitenden Informationsaustausch zwischen Frankreich und der Bundesrepublik Deutschland kurz vor der Unterzeichnung. Die Vereinbarung sieht die gegenseitige Information bei Vorkommnissen und Unfällen in Kernkraftwerken vor, die radiologische Auswirkungen auf das Nachbarland haben können.

Zentrale Erfassung und Auswertung von Betriebserfahrungen

Die Berücksichtigung von Betriebserfahrungen ist ein wichtiges Mittel bei der Erhöhung der betrieblichen Sicherheit. Der Bundesminister des Innern mißt daher der zentralen Erfassung und Auswertung von Betriebserfahrungen eine große Bedeutung bei. Dementsprechend hat er bereits 1975 eine zentrale Störfallstelle bei der GRS eingerichtet und die GRS beauftragt, die besonderen Vorkommnisse zentral zu erfassen, auszuwerten und die Ergebnisse bei Bedarf an Behörden, Gutachter und Betreiber weiterzuleiten. Weiterhin gehört es zu den Aufgaben der „Störfallstelle“, ausländische Betriebserfahrungen auszuwerten und entsprechend zu verbreiten. Auf diese Weise trägt der Bundesminister des Innern dafür Sorge, daß alle kompetenten Stellen in der Bundesrepublik Deutschland diese für die Sicherheit der Kernkraftwerke wichtigen Informationen erhalten. Bezüglich der Einzelheiten über die Arbeit der Störfallstelle verweise ich auf den Beitrag von Dr. Lindauer.

Der internationale Informationsaustausch über Betriebserfahrungen erfolgt sowohl bilateral über Abkommen der Bundesrepublik als auch multilateral in internationalen Organisationen. Das bedeutendste internationale Informationssystem über Störfälle ist das „Incident Reporting System“, das im Rahmen der OECD eingerichtet wurde und dem die einzelnen Länder Vorkommnisse nach festgelegten Kriterien melden. Ein ähnliches System ist bei der IAEA in Planung. Auf bilateraler Basis erhält der Bundesminister des Innern die Informationen über Störfälle aus den USA, Frankreich, Großbritannien, Schweden und Finnland.

Es ist interessant zu beobachten, daß die NRC in den USA erst nach Harrisburg ein eigenes „office“ für die Analyse und Auswertung der meldepflichtigen Ereignisse eingerichtet hat. Die Amerikaner haben die große Bedeutung einer solchen Stelle bei der Umsetzung von Betriebserfahrungen erkannt und eine Endstärke von 40 Mann für diese Gruppe vorgesehen.

In diesem Zusammenhang wird derzeit in den USA ein Gedanke erwogen, der meines Erachtens auch bei uns einiger Überlegungen wert ist:

In den USA wie in der Bundesrepublik Deutschland werden den Behörden bisher besondere Vorkommnisse nur dann gemeldet, wenn sie meldepflichtig sind. Nun gibt es aber in Kernkraftwerken eine Vielzahl von Zwischenfällen, die zwar keine unmittelbare sicherheitstechnische Relevanz haben, denen aber ein gemeinsames Muster zugrunde liegt. Eine zentrale Auswertung dieser rein betrieblichen Daten könnte wertvolle Hinweise auf gemeinsame Versagensmechanismen geben. Gefordert wird in den USA daher eine Erfassung und Auswertung auch dieser Daten.

In der Bundesrepublik Deutschland stehen derzeit der unbeschränkten Weitergabe und der zentralen Auswertung von rein betrieblichen – also nicht meldepflichtigen – Daten Überlegungen des Gewerberechts entgegen. Ich könnte mir aber vorstellen, daß die zentrale Auswertung von Betriebserfahrungen im Rahmen einer freiwilligen Vereinbarung

zwischen Herstellern, Betreibern, Sachverständigen und Behörden möglich wäre, und ich bin überzeugt, daß die Betreiber selbst großen Nutzen aus einem solchen System ziehen könnten.

Zentrale Überprüfung der wiederkehrenden Prüfungen

Ein weiterer wichtiger Punkt bei der Erhöhung der betrieblichen Sicherheit sind die wiederkehrenden Prüfungen, die ich auch gerne „Störfallerkennung im Vorfeld“ nenne.

Anläßlich der Überprüfung eines Kernkraftwerkes haben die Behörden feststellen müssen, daß die von der RSK und den Gutachtern für notwendig erachteten bzw. von den Behörden angeordneten Prüfungen teilweise nicht oder nicht in ausreichender Weise ausgeführt worden sind.

Daraufhin hat der BMI gemeinsam mit der GRS ein Programm zur Abhilfe erarbeitet. Bis Ende 1981 wird jedes Kernkraftwerk auf folgende Fragen überprüft werden:

- Sind die wiederkehrenden Prüfungen zeitlich richtig und sachlich korrekt ausgeführt worden?
- Welches sind die Ergebnisse der wiederkehrenden Prüfungen?

Die Ergebnisse dieser Aktion werden zusammenfassend dargestellt und den Anlageninhabern zur Verfügung gestellt.

Die Rolle des Menschen im Kernkraftwerk

Der „Faktor Mensch“ spielt bei Planung, Errichtung und Betrieb von Kernkraftwerken als Risikofaktor und zugleich als Schutzbarriere eine Schlüsselrolle. Er kann Planungsfehler oder Mängel in der Ausführung der Anlagentechnik bei Bau und Inbetriebnahme verursachen oder verhindern; Störungen oder Störfälle kann er auslösen oder erkennen und beherrschen. Als Kontroll- und Korrekturinstanz ist der Mensch trotz der automatischen Sicherheitseinrichtungen unersetzlich. Brunsbüttel, Harrisburg und die deutsche Risikostudie haben uns diesen Sachverhalt nur allzu deutlich vor Augen geführt.

Es ist daher eine selbstverständliche Forderung, daß die erstmals bei der Betriebsgenehmigung nachgewiesene Qualifikation des gesamten Betriebspersonals in der Folgezeit auf dem nach dem jeweiligen Stand von Wissenschaft und Technik erforderlichen Stand gehalten wird.

Die erforderliche Fachkunde der für den Betrieb der Anlage verantwortlichen Personen und die notwendigen Kenntnisse der beim Betrieb sonst tätigen Mitarbeiter sind aber nur die eine Seite der Angelegenheit. Auf der anderen Seite steht die Bedienungs- und Wartungsfreundlichkeit der Anlage. Sie muß so gestaltet sein, daß dem Bedienungspersonal eine rasche Erkennung des Anlagenzustandes und eine angemessene Reaktion bei Störungen erleichtert wird. Hier sind interessante Entwicklungen im Gange, wie zum Beispiel die Einrichtung der neuen Reaktorschutztafel im Kernkraftwerk Brunsbüttel oder die stärkere Computerunterstützung des Betriebspersonals.

Der Bundesminister des Innern sieht eine Hauptaufgabe der Aufsicht über die Fachkunde des Betriebspersonals von Kernkraftwerken darin, die zur Zeit praktizierten Aus- und Weiterbildungsmaßnahmen noch wirksamer als bisher an den Schwerpunktanforderungen der jeweiligen Tätigkeiten auszurichten. Besonders wichtig wird hierbei die Erhaltung und der Nachweis der Fähigkeit sein, auch bei schwierigen Anlagenzuständen die geeigneten Gegenmaßnahmen festlegen und durchführen zu können. Die Fähigkeiten zur Fehlersuche und selbst zur Korrektur vorgekommener Fehlhandlungen sollen verstärkt vermittelt werden. Unter allen Umständen steht die den Besonderheiten des jeweiligen Einzelfalles entsprechende

situationsgerechte Beurteilung und Bewertung des Anlagenzustandes im Vordergrund.

Hier hat sich besonders der Einsatz von Simulatoren in Essen bewährt. Der Bundesminister des Innern begrüßt es, daß die dortigen Einrichtungen rege in Anspruch genommen werden. Allerdings wird zu prüfen sein, ob die Aufgabenstellung der beiden Simulatoren noch ausreichend ist: Sie ist allzu stark auf den Normalbetrieb abgestellt und Probleme der Beherrschung von Stör- und Unfällen sind nicht oder nicht ausreichend integriert. Der Bundesminister des Innern würde es begrüßen, die Simulatoren den modernen Bedürfnissen anzupassen. Außerdem wäre es wünschenswert, einen weiteren DWR-Simulator größerer Art mit einer verbesserten Schaltwarte zu beschaffen.

Die zunehmende Bedeutung, die einer intensiven Aufsicht über die Aus- und Weiterbildungsmaßnahmen beim Betriebspersonal zukommt, erfordert meines Erachtens dringend eine personelle Verstärkung der zuständigen Länderbehörden. Der Bundesminister des Innern hat bereits ein eigenes Referat für die Bundesaufsicht über die Fachkunde des Personals in Kernkraftwerken eingerichtet. Das Schwergewicht der Arbeiten des Bundesministers des Innern liegt hierbei auf einer Überprüfung, Harmonisierung und – soweit nach dem jeweiligen Stand von Wissenschaft und Technik erforderlich – Neubestimmung der Anforderungen an Aus- und Weiterbildungsmaßnahmen für das Betriebspersonal in Kernkraftwerken. Hierbei werden neuere Entwicklungen im Ausland ebenso in die Überlegungen einbezogen wie Betriebserfahrungen aus Kernkraftwerken in der Bundesrepublik Deutschland, naturgemäß insbesondere Erkenntnisse aus sicherheitstechnisch bedeutsamen Ereignissen.

Zusammenfassung und Ausblick

Zusammenfassung

Ich möchte noch einmal die wichtigsten Punkte meines Beitrages zusammenfassen.

- Das übergeordnete Ziel der behördlichen Aufsicht über die in Betrieb befindlichen Kernkraftwerke ist der Schutz der Bevölkerung und der in den Anlagen Beschäftigten vor den Gefahren der Kernenergie. Konkret heißt das, jede unnötige Strahlenexposition zu vermeiden und jede unvermeidbare Strahlenexposition unterhalb der genehmigten Höchstwerte so gering wie möglich zu halten. Dieses Ziel wurde in der Bundesrepublik Deutschland uneingeschränkt erreicht.
- Wir hatten gesehen, daß die föderalistische Struktur der behördlichen Aufsicht über die in Betrieb befindlichen Kernkraftwerke mit der Gesetz- und Zweckmäßigkeit der Aufsicht des Bundes über das Handeln der Länder eine günstige Organisationsform ist. Auch die Ereignisse in Harrisburg haben keine Hinweise auf grundsätzliche Schwächen dieser Organisationsform gegeben.
- Die behördliche Aufsicht wird streng durchgeführt. Bei Störfällen oder beim Erkennen von Schwachstellen wird, wenn nötig, drastisch durchgegriffen. Die Sicherheit hat absoluten Vorrang vor wirtschaftlichen Erwägungen. Beispiele sind die Kernkraftwerke Brunsbüttel, Isar, Philippsburg und Würzhausen, bei denen fällige Reparaturen und Nachrüstungen große Kosten und lange Stillstandszeiten verursachen.
- Die behördliche Aufsicht erfüllt ihre Aufgaben gut. Die Ereignisse von Brunsbüttel und Harrisburg haben aber gezeigt, daß eine weitere Verstärkung der staatlichen Aufsichtskapazitäten, insbesondere bei den Ländern, erforderlich ist.

- Mit Verabschiedung einer Rahmenempfehlung zur Fernüberwachung kerntechnischer Anlagen im Länderausschuß für Atomkernenergie wurde der Weg gebahnt zu einer weiteren Verbesserung der routinemäßigen Überwachung der Kernkraftwerke.
- Die zentrale Erfassung und Auswertung von Betriebserfahrungen wird von einer zentralen Störfallstelle bei der GRS wahrgenommen. Die dieser Stelle zur Verfügung stehenden Daten sind bisher auf die meldepflichtigen besonderen Vorkommnisse beschränkt. In Anbetracht des sicherheitstechnischen Gewinns einer zentralen Auswertung auch rein betrieblicher Daten, müssen Wege für eine solche Auswertung gefunden werden.
- Wegen der großen sicherheitstechnischen Bedeutung der wiederkehrenden Prüfungen hat der BMI die zentrale Überprüfung dieser Prüfungen auf sachlich und zeitlich richtige Durchführung in die Wege geleitet.
- Die Ereignisse in Harrisburg und Brunsbüttel und Teilergebnisse der deutschen Risikostudie haben bestätigt, daß der „Faktor Mensch“ beim Betrieb eines Kernkraftwerkes eine Schlüsselrolle spielt. Dementsprechend wird der Bundesminister des Innern den Aus- und Weiterbildungsmaßnahmen des Personals in Kernkraftwerken erhöhte Aufmerksamkeit widmen.

Ausblick

Ganz zum Schluß möchte ich noch kurz auf einige wichtige Vorhaben des Bundesministers des Innern zu sprechen kommen.

Kostennovelle

Die intensive staatliche Aufsicht über in Betrieb befindliche Kernkraftwerke hat erhebliche Kosten, vor allem auch Personalkosten, zur Folge. Mit der Novellierung des § 21 des Atomgesetzes durch die im August 1980 in Kraft getretene Kostennovelle wurde die Voraussetzung dafür geschaffen, daß die Kosten im Rahmen des verursacherprinzips auf die Betreiber abgewälzt werden. Dazu gehören nicht zuletzt auch die Kosten für die oben genannten Maßnahmen, die Fernüberwachung und die Wiederholungsprüfung. Die derzeit in der Abstimmung mit den Bundesländern befindliche Kostenverordnung zum Atomgesetz sieht entsprechende Regelungen für Gebühren und Auslagen bei Maßnahmen der Aufsicht vor.

Bußgeldvorschriften

Im Bundesministerium des Innern wird derzeit die Notwendigkeit von Bußgeldvorschriften erwogen, die den Belangen der Betriebssicherheit dort mehr Nachdruck verleihen könnten, wo es beim Anlagenbetrieb erfahrungsgemäß besonders erforderlich ist. Das 18. Strafrechtsänderungsgesetz, durch das der wesentliche Regelungsgehalt der Strafvorschriften des AtG mit Wirkung vom 1. Juli 1980 ins Strafgesetzbuch überführt wurde, hat erneut ins Bewußtsein gehoben, daß Straftaten gegen die Umwelt und die technische Sicherheit keinesfalls Kavaliersdelikte darstellen, sondern kriminelles Unrecht.

Der Androhung und Anwendung von Geldbußen kommt für die Sicherheit des Betriebes kerntechnischer Einrichtungen vor allem die präventive Funktion zu, Unregelmäßigkeiten schon „im Vorfeld“ zu begegnen.

Neue Verordnungen

Der Bundesminister des Innern bereitet derzeit einige wichtige atomrechtliche Verordnungen vor, die für die Aufsicht über die in Betrieb befindlichen Kernkraftwerke von Bedeutung sind. Es sind dies:

- die Meldepflicht-VO,
- die Fachkunde-VO,
- die Sachverständigen-VO.

Nachrüstung

Im Rahmen der Novellierung des AtG soll überlegt werden,

- ob die Betreiber verpflichtet werden sollen, ihre Anlagen in bestimmten Zeitabständen kostenpflichtig auf ihren

Sicherheitsstand im Vergleich zum Stand von Wissenschaft und Technik überprüfen zu lassen,

- ob Teilnachrüstungen in der Form wesentlicher Änderungen im Sinne des § 7 Abs. 1 AtG erleichtert werden können, soweit hierdurch die Eigeninitiative der Betreiber gefördert werden kann. In der Vergangenheit scheint das strenge Instrument der wesentlichen Änderung diese Initiative eher gehemmt zu haben,
- wie die Eingriffsschwelle für nachträgliche Auflagen der Behörden präzisiert werden kann.

Einführung in das Fachgespräch

Von O. Kellermann¹⁾

Das diesjährige Fachgespräch hat den Betrieb von Kernkraftwerken zum Thema. Nachdem wir im Verlauf des Jahres 1980 bereits Seminare zu Forschungsaktivitäten, zur Ausbildung von Kernkraftwerkspersonal, zur Anwendung von KTA-Regeln und zu den Ergebnissen der deutschen Risikostudie durchgeführt haben, soll nun auf diesem traditionellen Fachgespräch der GRS vornehmlich über Fragen der Aufsicht und Fragen der Betriebssicherheit gesprochen werden.

Der Stand der Kernenergie-technik stellt sich in der Bundesrepublik wie folgt dar:

Sieht man von dem seit längerem andauernden Stillstand des Kernkraftwerkes Brunsbüttel ab, so befinden sich 14 Kernkraftwerke in Betrieb, vier dieser Anlagen sind Versuchskraftwerke mit weniger als 50 MW elektrischer Leistung, also sind etwa zehn große Kernkraftwerke in Betrieb.

Drei Anlagen sind inzwischen wieder außer Betrieb genommen worden, der Prototypreaktor in Niederaichbach, eine nicht mehr verfolgte Baulinie, der Siedewasserreaktor in Gundremmingen wegen zu umfangreicher Änderungsarbeiten nach dem Störfall im Jahr 1978 und der Siedewasserreaktor mit fossiler Nachüberhitzung in Lingen wegen der vom Betreiber als zu umfangreich angesehenen Nachbesserungsarbeiten, die im Zusammenhang mit dem Dampfumformerersatz durchzuführen gewesen wären. Bei den Anlagen Gundremmingen I und Lingen sind zwei Komplexe maßgeblich gewesen für die Entscheidung der Energieversorgungsunternehmen zur Stilllegung: der Umfang der Nachrüstmaßnahmen, neudeutsch backfitting, und die Genehmigungsunsicherheit, die in unserem Lande zugenommen hat, wie das Beispiel Brunsbüttel zeigt.

Zur Zeit werden zehn Kernkraftwerke errichtet, wovon sich fünf Anlagen in einem fortgeschrittenen Bauzustand befinden.

Für die nahe Zukunft ist ein weiterer Zubau von zehn Anlagen geplant.

Dieses Zahlenverhältnis von zehn betriebenen zu zehn in Bau befindlichen Anlagen bewirkt, daß sich die Arbeitsschwerpunkte der Gutachterorganisation verschoben haben. Die Aufgaben, die mit der Überwachung der Anlage zusammenhängen, haben stark zugenommen.

Die Erfahrungen, die weltweit beim Betrieb der Kernkraftwerke gewonnen wurden (etwa 2000 Betriebsjahre weltweit, davon 120 in der Bundesrepublik Deutschland), haben einen deutlichen Einfluß auf die sicherheitstechnische Auslegung genommen. Wir sind nicht mehr ausschließlich auf theoretische Sicherheitsanalysen und Experimente angewiesen, sondern können den Erfahrungsrückfluß zur Schwachstellenbeseitigung bei Altanlagen und bei neuen Projekten nutzen.

Wenn die Betriebserfahrungen genutzt werden sollen, müssen sie zwischen Betreibern, Herstellern, Aufsichtsbehörden und Gutachtern offen ausgetauscht werden.

Diese Offenheit ist schon jetzt weitgehend verwirklicht. Sie spiegelt sich auch in der Zusammensetzung der Autoren dieses Fachgesprächs wider. Die Offenheit war nicht von Anfang an vorhanden und sie wurde durch Überreaktionen der zu Informierenden gestört. Wir dürfen heute von offener und vertrauensvoller Zusammenarbeit der Beteiligten sprechen. Das Ziel eines sicheren Betriebs wird von allen angestrebt. Viele und wesentliche Maßnahmen zur Verbesserung sind von der Industrie, von Betreibern und Herstellern aus eigenem Antrieb, ohne Druck von außen realisiert worden.

Werden in diesen Aufsätzen erkannte Mängel und wünschenswerte Verbesserungen aufgezeigt, so wollen diese nicht als Vorwurf verstanden werden, sondern als Beitrag zur Diskussion in weiteren gemeinsamen Gesprächen.

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

Strahlenbelastung in deutschen Kernkraftwerken – Entwicklung und Einflußgrößen

Von W. Müller¹⁾

Kurzfassung

Die Individual- und Kollektivdosen in deutschen Kernkraftwerken haben seit Beginn der kommerziellen Kernenergie-nutzung eine nachhaltige Senkung erfahren. Der Beitrag diskutiert die Einflußfaktoren, die zu dieser Entwicklung geführt haben und zeigt Bereiche auf, in denen in Zukunft noch Verbesserungen möglich sind. Dabei wird auch auf die Wechselwirkung der Strahlenschutzpraxis mit den einschlägigen Rechtsvorschriften eingegangen. Als der unmittelbare Ansatzpunkt für weitere Verbesserungsmöglichkeiten wird allgemein die Erfassung tätigkeitsbezogener Dosen angesehen. Daher wird abschließend an einigen Beispielen dargestellt, wie sich die Auswertung solcher Erfahrungen in der Praxis niederschlagen hat.

Abstract

The individual and collective doses in German nuclear power stations have decreased remarkably since the beginning of the commercial nuclear power production. The paper discusses the influencing factors, that have caused this development and points out areas where improvements are possible in the future. Moreover, the interaction between radiation protection practice and the relevant legal regulations is considered. Usually the recording of job related doses is regarded as the most direct access to possible improvements. Concluding, it is therefore demonstrated by some examples how the evaluation of such information has taken effect in practice.

Einleitung

Der Betrieb von Kernkraftwerken führt zwangsläufig zu Strahlenexpositionen – sowohl außerhalb wie innerhalb der Anlagen. In der Vergangenheit richtete sich das öffentliche Interesse in diesem Zusammenhang zunächst überwiegend auf die Strahlenexposition der Bevölkerung, was verständlich und naheliegend sein mag. Nun hat allerdings in den letzten Jahren auch der Strahlenschutz des in den Kernkraftwerken tätigen Personals zunehmende Aufmerksamkeit in der Öffentlichkeit gefunden. Dies drückt sich einmal aus in der wachsenden Zahl von Publikationen auf diesem Gebiet. Zum anderen machen mehrere Fachtagungen der letzten Jahre, die sich ausschließlich diesem Thema widmeten, das gesteigerte Interesse deutlich.

Woran liegt es nun, daß der Strahlenschutz der Arbeitskräfte so interessant geworden ist? Eine der Ursachen war sicherlich ein in dieser Höhe nicht immer erwarteter Anstieg der bei Instandhaltungsarbeiten aufgenommenen Kollektivdosen. Dies führte zu einer Zeit, da die Zahl der Kernkraftwerke noch stetig wuchs, zu Befürchtungen hinsichtlich des Personalbedarfs und des Beitrages zur genetisch signifikanten Dosis der Bevölkerung.

Ein anderer Auslöser waren die jüngsten ICRP-Empfehlungen [1], die im Jahre 1977 veröffentlicht wurden. Die dort festgelegten Grenzwerte basieren auf der Beobachtung, daß ein Ganzkörperdosisgrenzwert von 5 rem/a für beruflich strahlenexponierte Personen Schutzmaßnahmen nach sich zieht, die eine mittlere Ganzkörperdosis von 0,5 rem/a bewirken. Das mit diesem Mittelwert verbundene gesundheitliche Risiko ist dem in anderen risikoarmen Berufszweigen vergleichbar.

1) Dipl.-Phys. Wolfgang Müller, Gesellschaft für Reaktorsicherheit (GRS) mbH.

Wird der Mittelwert von 0,5 rem/a von größeren Personengruppen systematisch überschritten, würde dies dem Schutzziel der ICRP widersprechen. Nun haben verschiedene Untersuchungen gezeigt, daß der Mittelwert der Ganzkörperdosis in Kernkraftwerken im allgemeinen über 0,5 rem/a lag. Beispielsweise kommt eine Analyse der NRC [2] zu einer mittleren Ganzkörperdosis dieses Personenkreises von 0,69 bis 0,94 rem/a zwischen 1973 und 1978.

Diese Überlegungen und das daraus erwachsene gesteigerte Interesse führten in der Bundesrepublik Deutschland – wie auch in anderen Ländern – zu der Einsicht, daß eine systematischere Erfassung und eingehendere Auswertung der Strahlenbelastung in Kernkraftwerken erforderlich ist. Die GRS widmet sich seit einigen Jahren dieser Aufgabe. Im folgenden sollen einige anlagenübergreifende Ergebnisse dieser Arbeiten dargestellt werden.

Individualdosen

Die Untersuchung über die Strahlenbelastung des amerikanischen Kernkraftwerkspersonals wurde bereits erwähnt. Wie sieht es nun mit der Strahlenbelastung in deutschen Anlagen aus? Die erste Frage, die sich hier stellt, lautet:

Wie hoch ist die mittlere Personendosis des Personals?

Bild 1 gibt hierüber Auskunft. Dargestellt ist die mittlere jährliche Ganzkörperdosis aller deutschen Leichtwasserreaktoren in Abhängigkeit vom Betriebsalter der Anlagen. Darüber hinaus wurde noch einmal unterschieden zwischen Druck- und Siedewasserreaktor. Gleichgültig welchen Reaktortyp oder ob man alle Anlagen betrachtet, die Tendenz erscheint recht einheitlich:

Je älter die Anlagen, um so höher die Dosis. Einzelne Unregelmäßigkeiten ändern an diesem grundsätzlichen Trend recht wenig. Bis zum dritten Betriebsjahr wird der ICRP-Mittelwert von 0,5 rem/a noch unterschritten. Danach steigen die Mittelwerte bis über 1 rem/a nach neun und mehr Betriebsjahren.

Was sind die Ursachen für diesen Verlauf?

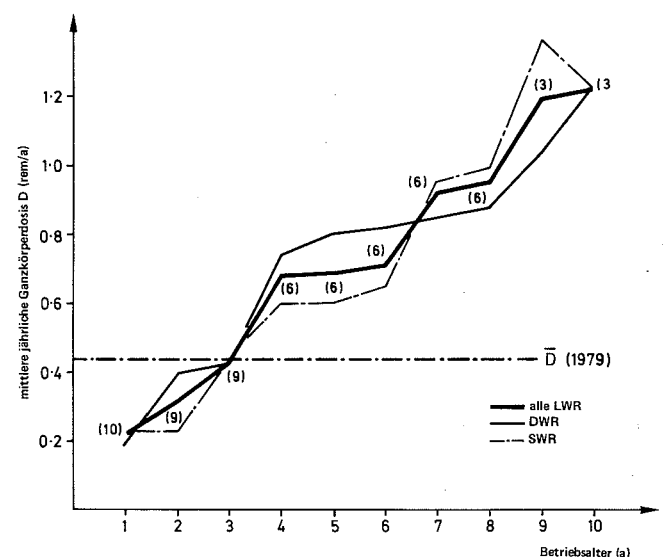


Bild 1: Mittlere jährliche Ganzkörperdosen in deutschen Leichtwasserreaktoren in Abhängigkeit vom Betriebsalter

Tafel 1: Mittlere Personendosen in deutschen Kernkraftwerken in den Jahren 1970 bis 1979 (in rem/a).

Anlage	1. Betriebsjahr	1970	1971	1972	1973	1974	1975	1976	1977	1978	1979
Kahl (VAK)	1962	0,87	0,71	2,62	1,71	1,70	1,42	0,63	0,68	0,50	0,47
Gundremmingen (KRB)	1967	0,86	1,08	0,97	1,50	1,45	1,47	1,25	1,16	0,68	0,51
Lingen (KWL)	1969	0,42	1,02	1,48	0,89	0,91	1,39	0,69	—	—	—
Würgassen (KWW)	1972	—	—	0,38	0,11	0,29	0,17	0,35	0,39	0,44	0,94
Brunsbüttel (KKB)	1977	—	—	—	—	—	—	—	0,20	0,22	0,34
Isar (KKI)	1979	—	—	—	—	—	—	—	—	—	0,15
SWR		0,59	1,01	0,85	0,69	0,67	0,82	0,71	0,50	0,37	0,49
Obrigheim (KWO)	1969	0,92	1,43	1,47	1,20	1,10	1,27	1,16	1,04	1,23	0,95
Stade (KKS)	1972	—	—	0,19	0,45	0,53	0,62	0,75	0,61	0,51	0,70
Biblis (KWB)	1975/77	—	—	—	—	—	0,07	0,23	0,16	0,39	0,25
Neckarwestheim (GKN)	1977	—	—	—	—	—	—	—	0,18	0,23	0,17
Unterweser (KKU)	1979	—	—	—	—	—	—	—	—	—	<0,1
DWR		0,92	1,43	0,87	0,72	0,81	0,67	0,55	0,37	0,50	0,38
alle		0,71	1,21	0,86	0,70	0,71	0,76	0,62	0,44	0,44	0,44

Zunächst denkt man an eine entsprechende Steigerung des Strahlenpegels in den Anlagen oder an einen wachsenden Instandhaltungsaufwand mit zunehmendem Betriebsalter. Wenn auch beide Effekte beobachtet werden, können sie — wie wir später sehen werden — dennoch nicht die Entwicklung der Personendosis vollständig erklären. Dazu ist eine anlagenbezogene Analyse unumgänglich. Tafel 1 enthält die mittleren jährlichen Ganzkörperdosen der einzelnen deutschen Leichtwasserreaktoren seit 1970. Wie man sieht, ergeben sich beträchtliche Unterschiede zwischen verschiedenen Anlagen. Allgemein läßt sich dreierlei feststellen:

1. Mit wachsendem Anlagenalter ist ein Anstieg der mittleren jährlichen Personendosen in den ersten Jahren zu beobachten. Danach treten Schwankungen auf, die zwar auch noch zu einzelnen Spitzenwerten führen können. Über mehrere Jahre gesehen, stellt sich jedoch eine Stabilisierung ein.

Es wäre denkbar, diese allgemeine Tendenz auf den Einfluß des Grenzwertes für die Ganzkörperdosis zurückzuführen. Der Unterschied in den Niveaus, bei denen die Personendosen sich stabilisieren, legt jedoch die Vermutung nahe, daß auch anlagenspezifische Einflüsse wirksam sind. In der Tat kann man bei eingehender Analyse feststellen, daß sowohl die generelle Tendenz als auch die Unterschiede zwischen den Anlagen stark mit der Ortsdosisleistung an den Komponenten der nuklearen Kühlkreisläufe korrespondieren. Arbeiten an diesen Anlagenteilen tragen im allgemeinen auch maßgeblich zur gesamten Strahlenexposition des Personals bei. Gesteigerter Instandhaltungsaufwand in diesen Bereichen erklärt schließlich auch die Unregelmäßigkeiten in der Dosisentwicklung der einzelnen Anlagen. Treten in einem Jahr größere Inspektions-, Reparatur- oder Änderungsarbeiten an Primärkomponenten auf, so wirkt sich das zwangsläufig auf die Dosis des Personals aus. Der eingangs erwähnte Dosisgrenzwert hat hier lediglich dämpfende Funktion.

Diese Feststellung erklärt jedoch noch nicht die mangelnde Übereinstimmung zwischen dem Dosisverlauf der einzelnen Anlagen und dem in Bild 1 dargestellten Trend aller Anlagen. Hierzu muß man wiederum auf die anlagenspezifische Analyse zurückgreifen. Dabei ergibt sich die zweite allgemeine Feststellung:

2. Die mittleren jährlichen Personendosen in älteren Anlagen liegen im allgemeinen höher als die jüngerer Anlagen.

Eine wesentliche Ursache hierfür ist die Tatsache, daß die Ortsdosisleistung in älteren Anlagen im allgemeinen höher liegt. Erst im Verlauf der letzten 10 Jahre hat man die Möglichkeiten zur Reduzierung der Strahlenbelastung erkannt, die unter anderem in der Konditionierung des Primärkühlmittels liegen. Der Einfluß der strikten Kontrolle chemischer Zusätze sowie der Temperatur auf das Ablagerungsverhalten, insbesondere von radioaktiven Korrosionsprodukten, ließ sich so zur nachhaltigen Senkung der Ortsdosisleistung nutzen.

Zurück zu Bild 1. Wie man sieht, nimmt die Zahl der berücksichtigten Anlagen (in Klammern angegeben) mit zunehmendem Betriebsalter ab. Das bewirkt einen stärkeren Einfluß älterer Anlagen auf die mittleren jährlichen Dosen bei höheren Betriebsjahren. Dadurch steigt die mittlere Dosis selbst da, wo in den einzelnen Anlagen eine Stabilisierung beobachtet wird.

Nun läßt sich allerdings in den letzten Jahren eine dritte Feststellung treffen:

3. Bei älteren Anlagen ist in den letzten Jahren eine Reduzierung der mittleren Personendosen abzulesen. Das Niveau der Dosen in diesen Anlagen nähert sich dem neuerer Anlagen.

Um das zu verdeutlichen, wurde die mittlere Ganzkörperdosis aller Anlagen für das Jahr 1979 im Bild 1 eingezeichnet. Man erkennt, daß dieser Wert am unteren Ende des Bereichs der mittleren jährlichen Ganzkörperdosis liegt. Berücksichtigt man, daß das mittlere Alter der betrachteten Anlagen bei etwa 6,7/a liegt, so läßt dies auf zusätzliche Anstrengungen in den letzten Jahren schließen. Um das noch etwas deutlicher zu machen, sind in Bild 2 die mittleren jährlichen Ganzkörperdosen über den Kalenderjahren aufgetragen. Überraschenderweise ergibt sich hier gerade die umgekehrte Tendenz zu Bild 1: eine fast stetige Verringerung der mittleren Dosen.

Woran liegt es, daß die mittleren Personendosen sinken?

Neben der bereits erwähnten Kühlmittelkonditionierung erscheinen hier zwei weitere Ursachen maßgeblich. Einmal hat sich die Erfahrungsauswertung natürlich nicht auf die Kühlmittelchemie beschränkt. Die konsequente Trennung stark strahlender Komponenten war beispielsweise eine weitere Folge dieser Auswertung. Verkürzte Arbeitszeiten in Bereichen hoher Ortsdosisleistungen durch verbesserte Auslegung und technische Hilfsmittel spielten ebenfalls eine nicht uner-

hebliche Rolle. Die Liste der technischen Verbesserungsmaßnahmen soll hier nicht fortgesetzt werden. Fest steht, daß alle derartigen Anstrengungen zur Reduzierung der Strahlenbelastung beigetragen haben.

Neben dem technischen Aspekt dürfte allerdings auch noch ein anderer für die positive Entwicklung der letzten Jahre von Bedeutung sein. Wie allgemein bekannt, trat im Jahre 1977 die 2. Strahlenschutzverordnung in Kraft. Gegenüber der 1. Strahlenschutzverordnung wurden darin einige Verschärfungen im Hinblick auf den Strahlenschutz der beruflich strahlenexponierten Personen festgeschrieben. Es sei hier nur an die Verschärfung der Dosisgrenzwerte (§ 49), die reduzierten Auslegungsrichtwerte für Dauereinrichtungen (§ 54) oder an die Verbesserung der Überwachung von Fremdpersonal (§ 20 a) erinnert. Die Diskussion über diese Festlegungen hat natürlich weit vor den Jahren 1977 eingesetzt. Und es ist unzweifelhaft, daß diese Diskussion und mehr noch das Inkrafttreten der neuen Strahlenschutzverordnung die Hersteller und Betreiber zu verstärkten Anforderungen herausgefordert hat.

Da eingangs die jüngsten ICRP-Empfehlungen angesprochen wurden, soll hier kurz auch noch auf die Frage eingegangen werden:

Wie verhalten sich die mittleren Personendosen im internationalen Vergleich?

Die Gegenüberstellung für die mittleren Personendosen zeigt Bild 3. Hierfür wurden Daten verwendet, die die OECD im Rahmen einer gemeinsamen Umfrage mit der IAEA gesammelt und ausgewertet hat [3]. Der Verlauf entspricht sehr deutlich der Feststellung Nr. 1 (s. o.), das heißt, nach einem Anstieg in den ersten Jahren folgt eine Stabilisierung auf ein annähernd konstantes Niveau. Der Einfluß der Altanlagen kommt – wie man sieht – hier weniger zur Geltung. Um der Ursache hierfür näherzukommen, ist in Bild 4 der Verlauf der mittleren Personendosen im letzten Jahrzehnt aufgetragen. Man sieht, daß international annähernd konstant ein Wert von 0,6 rem/a auftritt. Dagegen liegt die mittlere jährliche Personendosis aller deutschen Anlagen bis 1976 über diesem Wert. Das heißt, im internationalen Vergleich schneiden die älteren deutschen Kernkraftwerke etwas ungünstiger ab. Erst mit der Inbetriebnahme der jüngeren Anlagen tritt eine Reduktion der Personendosen ein. Und erst zu diesem Zeitpunkt wird der internationale Stand erreicht und sogar unterschritten. Verantwortlich für diese Entwicklung ist neben dem unterschiedlichen technischen Vorsorgeaufwand gerade bei jüngeren Anlagen auch die Zahl der im Kontrollbereich eingesetzten Personen. Bei steigenden Anlagengrößen ergibt sich ein steigender Arbeitsaufwand, der jedoch infolge geringerer Ortsdosisleistung zu niedrigeren Personendosen führt.

Kollektivdosen

Neben der individuellen Belastung des Personals spielt bei der Beurteilung des Strahlenschutzes in Kernkraftwerken der Begriff der Kollektivdosis die zweite wichtige Rolle. Er hat sich eingebürgert für die Summe der individuellen Strahlenexpositionen in einem bestimmten Zeitraum oder für eine bestimmte Arbeit. Die Aufmerksamkeit soll zunächst der Kollektivdosis pro Jahr und Anlage – kurz: der Jahreskollektivdosis – gelten. Danach folgen einige Bemerkungen zur Kollektivdosis bei verschiedenen Arbeiten.

Wie hoch sind die Jahreskollektivdosen?

Ähnlich wie bei den Individualdosen gibt Bild 5 einen Überblick über die Entwicklung der Jahreskollektivdosen mit dem Betriebsalter. Dargestellt sind die mittleren Jahreskollektivdosen getrennt für Druck- und Siedewasserreaktoren sowie für alle Anlagen gemeinsam. Eine Tendenz aus diesem Verlauf abzuleiten, erscheint auf den ersten Blick schwierig. Läßt

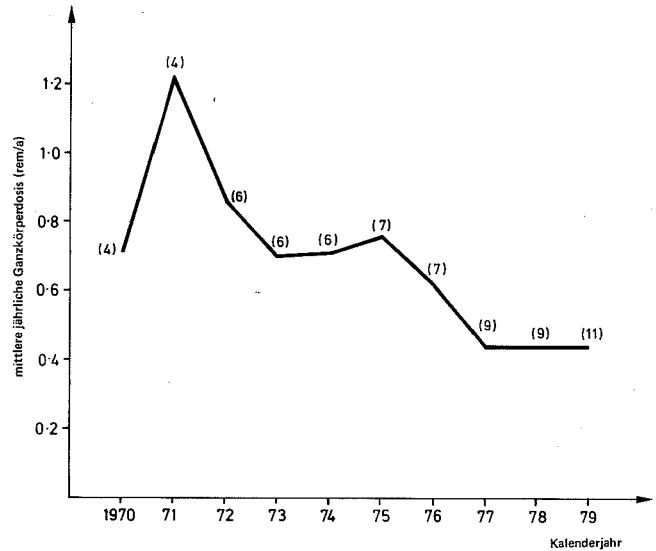


Bild 2: Mittlere jährliche Ganzkörperdosen in deutschen Leichtwasserreaktoren zwischen 1970 und 1979

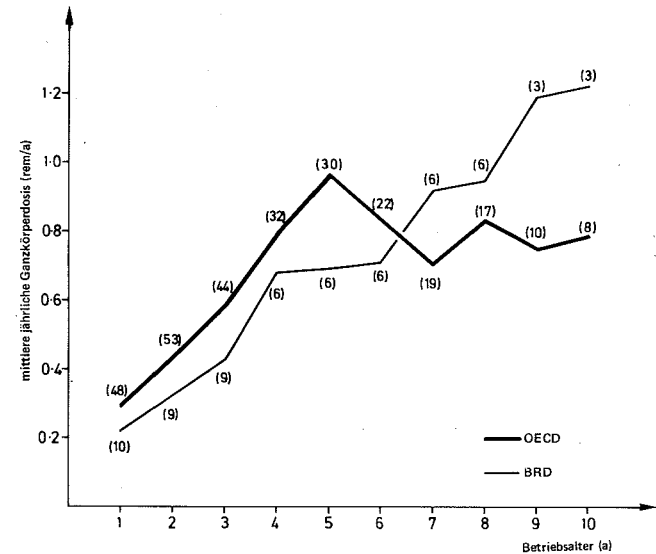


Bild 3: Mittlere jährliche Ganzkörperdosen der Leichtwasserreaktoren in der OECD und in der Bundesrepublik Deutschland in Abhängigkeit vom Betriebsalter

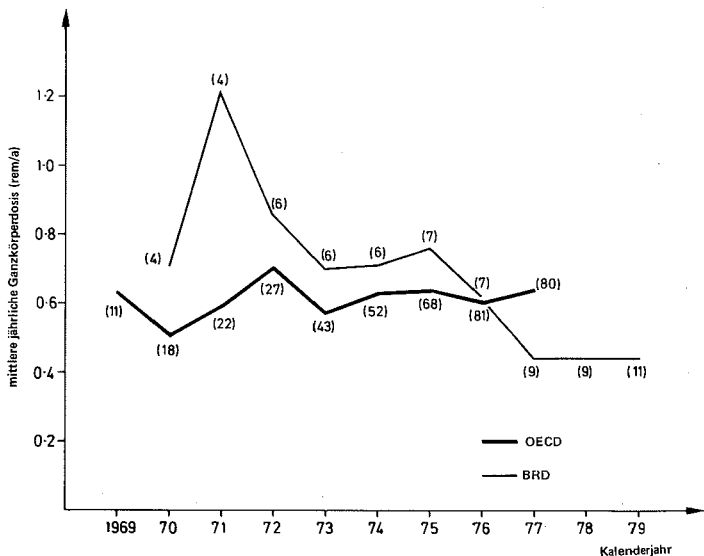


Bild 4: Mittlere jährliche Ganzkörperdosen der Leichtwasserreaktoren in der OECD und in der Bundesrepublik Deutschland zwischen 1969 und 1979

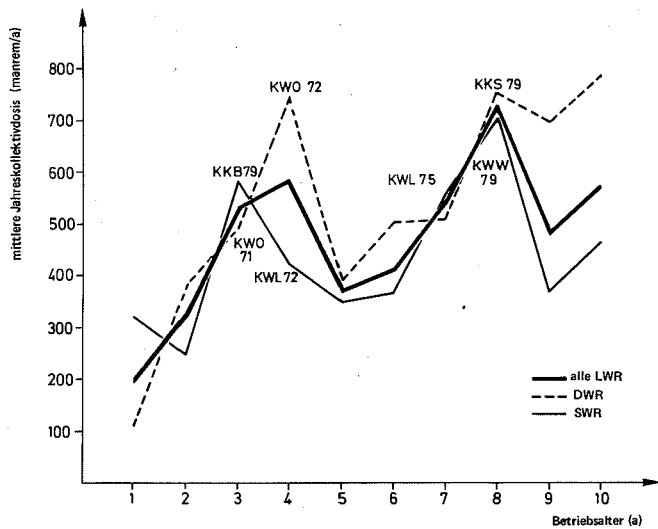


Bild 5: Mittlere Jahreskollektivdosen in deutschen Leichtwasserreaktoren in Abhängigkeit vom Betriebsalter

man jedoch einmal die extremen Unregelmäßigkeiten außer acht, ergeben sich Ähnlichkeiten mit dem Verlauf der Individualdosen. Allerdings scheint noch nicht ganz entschieden, ob ein weiterer Anstieg oder eine Stabilisierung als Tendenz überwiegt.

Um den Ursachen des Verlaufs auf die Spur zu kommen, stellt sich die Frage:

Welche Einflußfaktoren bestimmen den Verlauf der Jahreskollektivdosen?

Wegen der Ähnlichkeit mit den Individualdosen liegt es nahe zu überprüfen, ob die frei für die Individualdosen getroffenen Feststellungen auch für die Kollektivdosen zutreffen. Kann man also sagen:

1. Mit wachsendem Anlagenalter ist ein Anstieg der Jahreskollektivdosen in den ersten Jahren zu beobachten. Danach treten Schwankungen auf, die zwar auch noch zu einzelnen Spitzenwerten führen können. Über mehrere Jahre gesehen stellt sich jedoch eine Stabilisierung ein.

Auch hierfür ist wieder die anlagenspezifische Analyse erforderlich. Einzelheiten hierzu können der Tafel 2 entnommen

werden. Es soll hier lediglich an zwei Beispielen die obige Aussage überprüft werden. Bild 6 zeigt den Verlauf der Jahreskollektivdosis für die Anlagen Obrigheim (KWO) und Stade (KKS). Die Tendenz entspricht exakt der Feststellung bei den Individualdosen. Allerdings schlagen Einzelereignisse bei der Kollektivdosis noch schärfer durch als bei der Individualdosis. So wurden im dritten und vierten Betriebsjahr (1971/72) bei KWO umfangreiche Dampferzeuger Reparaturen durchgeführt, die die Kollektivdosis hochschnellen ließen. Im zweiten Betriebsjahr von KKS (1973) waren umfangreiche Revisionsarbeiten sowie verschiedene Reparaturen die Ursache einer erhöhten Jahreskollektivdosis. Die sogenannte Schemelaktion [4], der Austausch des Kernschemels im Reaktordruckbehälter, ist als die spektakulärste Arbeit in diesem Zusammenhang bekannt. Im achten Betriebsjahr der gleichen Anlage (1979) führten wiederum außergewöhnlich umfangreiche Revisionsarbeiten sowie Ertüchtigungsmaßnahmen (Backfitting) zur Steigerung der Jahreskollektivdosis.

Generell läßt sich feststellen, daß auch bei den Kollektivdosen der Verlauf stark mit der Ortsdosisleistung korrespondiert. Die Überlagerung mit dosisintensiven Einzelereignissen läßt diesen Zusammenhang jedoch nicht immer so deutlich sichtbar werden wie in den zwei dargestellten Beispielen. Wegen der geringen Zahl der in Betrieb befindlichen Anlagen wirkt sich das bei der Mittelung über alle Anlagen aus, wie in Bild 5 zu sehen ist. Um diese Effekte noch ein wenig zu erläutern, sind daher an einigen auffallenden Spitzenwerten die zugehörigen Einzelereignisse angedeutet. Neben den bereits oben beschriebenen handelt es sich dabei um folgende Vorfälle:

- KWL 72: Reparatur der Dampfumformer,
- KWL 75: Reparatur der Dampfumformer und umfangreiche Revision,
- KKB 79: Reparatur und Backfitting nach dem Störfall am 18.6.1978,
- KWW 79: Prüfung und Reparatur der Frischdampf-, Speisewasser- und Treibwasserleitungen sowie des Reaktordruckbehälters.

Die zweite Hypothese, die es zu überprüfen gilt, lautet:

2. Die mittleren Jahreskollektivdosen in älteren Anlagen liegen im allgemeinen höher als die jüngerer Anlagen.

Auch diese Aussage läßt sich aus der Analyse der anlagenspezifischen Daten bestätigen. Als Beispiel soll ein Vergleich der

Tafel 2: Jahreskollektivdosen in deutschen Kernkraftwerken in den Jahren 1970 bis 1979 (in rem/a).

Anlage	1. Betriebsjahr	1970	1971	1972	1973	1974	1975	1976	1977	1978	1979
Kahl (VAK)	1962	84	68	393	188	274	274	120	149	104	103
Gundremmingen (KRB)	1967	317	382	444	661	665	659	865	1390	555	229
Lingen (KWL)	1969	308	625	733	283	433	1025	262	—	—	—
Würgassen (KWW)	1972	—	—	503	96	499	221	387	449	435	1810
Brunsbüttel (KKB)	1977	—	—	—	—	—	—	—	470	585	834
Isar (KKI)	1979	—	—	—	—	—	—	—	—	—	217
SWR (Mittelwert)		236	358	518	307	468	545	409	615	395	639
Obrigheim (KWO)	1969	672	1339	1244	665	592	681	783	698	788	537
Stade (KKS)	1972	—	—	139	404	298	388	416	411	335	721
Biblis A+B (KWB)	1975/77	—	—	—	—	—	31	379	305	841	448
Neckarwestheim (GKN)	1977	—	—	—	—	—	—	—	174	203	203
Unterweser (KKU)	1979	—	—	—	—	—	—	—	—	—	47
DWR (Mittelwert)		672	1339	692	535	445	367	526	318	433	326
alle (Mittelwert)		345	604	576	383	460	468	459	449	416	468

beiden bereits erwähnten Druckwasserreaktoren dienen. Die mittlere Jahreskollektivdosis über die ersten acht Betriebsjahre betrug für KWO 773 manrem, für KKS 389 manrem. Läßt man die jeweils zwei Betriebsjahre mit außergewöhnlich hoher Kollektivdosis wegfallen, ergibt sich das gleiche Bild: KWO 601 manrem, KKS 331 manrem. Die Ursachen hierfür sind im wesentlichen die gleichen wie bei den Individualdosen.

Die Auswirkungen dieses Sachverhaltes sind ebenfalls die gleichen. Der im Bild 5 beobachtete Anstieg der mittleren Jahreskollektivdosis vor allem bei Druckwasserreaktoren zu späteren Betriebsjahren hin geht wiederum auf den verstärkten Einfluß der älteren Anlagen zurück. So liegt zum Beispiel für Druckwasserreaktoren die mittlere Jahreskollektivdosis in den letzten Jahren zwischen 300 und 450 manrem.

Es bleibt die dritte Aussage zu überprüfen:

3. Bei älteren Anlagen ist in den letzten Jahren eine Reduzierung der Jahreskollektivdosis abzulesen. Das Niveau der Kollektivdosen in diesen Anlagen nähert sich dem neuerer Anlagen.

Wie die anlagenspezifische Analyse zeigt, ist diese Hypothese *nicht zutreffend*. Die technischen und organisatorischen Verbesserungen, die zur Reduzierung der mittleren Personendosen geführt haben, konnten den Dosisaufwand für bestimmte Instandhaltungsarbeiten zwar vermindern. Da gleichzeitig aber der Umfang der Backfittingmaßnahmen sowie der für erforderlich gehaltene Inspektionen zunahm, wurden die erzielten Verringerungen der Kollektivdosen dadurch kompensiert.

Um diese Ergebnisse wieder in einem etwas größeren Rahmen zu sehen, gilt es, die Frage zu beantworten:

Wie verhalten sich die Jahreskollektivdosen im internationalen Vergleich?

Wie man im Bild 7 erkennt, ist der Verlauf der von der OECD/IAEA ermittelten Kollektivdosen etwas glatter als der für deutsche Anlagen. Insgesamt stimmen jedoch die Mittelwerte der deutschen Reaktoren mit den internationalen Vergleichsdaten in den ersten Betriebsjahren gut überein. Die Abweichungen bei höherem Betriebsalter entsprechen dem bei den Individualdosen beobachteten Effekt und gehen auf die gleiche Ursache zurück.

Dabei sollte man sich jedoch vergegenwärtigen, daß die Mittelwertbildung über die verschiedensten Anlagenkonzepte besonders günstige Lösungen verdeckt. Eine bloße Übereinstimmung mit dem Mittelwert sollte daher nicht schon als eine selbstverständliche Bestätigung des Strahlenschutzkonzeptes mißverstanden werden. So haben zum Beispiel schwedische Anlagen aufgrund intensivster Vorplanung schon vor Baubeginn bislang durchgehend extrem niedrige Kollektiv- und Individualdosen erzielt [5]. Zukünftige Planungen sollten sich diese Erfahrungen zu eigen machen.

Tätigkeitsbezogene Dosen

Wie wir gesehen haben, bietet die Betrachtung von Jahreskollektiv- oder Individualdosen die Möglichkeit, allgemeine Tendenzen und grundsätzliche Einflußfaktoren zu identifizieren. Für konkrete Verbesserungen im Detail ist die Untersuchung der mit einzelnen Tätigkeiten verbundenen Strahlenexpositionen jedoch hilfreicher. Die Erfassung dieser tätigkeitsbezogenen Dosen wird daher in den letzten Jahren mit zunehmender Intensität betrieben. Aus diesem Grunde sollen hier einige Bemerkungen dazu erfolgen.

Vorab sei jedoch auf eine grundsätzliche Schwierigkeit hingewiesen. Da die derzeitige Erfassung freiwillig nach betreiber-eigenen Kriterien erfolgt, ist das Ergebnis eine Vielfalt von Zahlenwerten, die jedoch zwei entscheidende Nachteile auf-

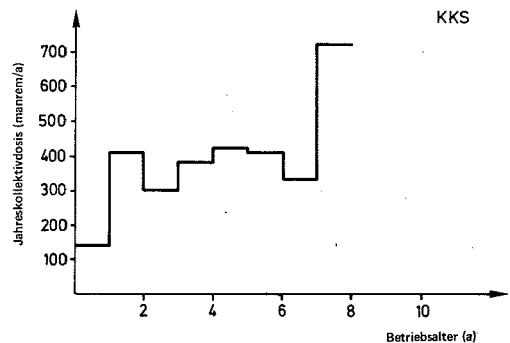
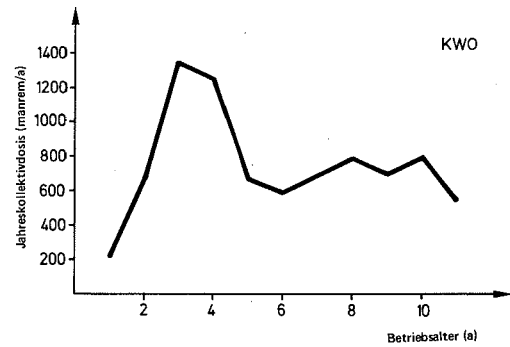


Bild 6: Jahreskollektivdosen in den Kernkraftwerken Obrigheim und Stade

weisen. Zum einen stehen die meisten Daten nicht zur Verfügung, da sie nicht veröffentlicht werden und nicht zugänglich sind. Zum anderen unterscheidet sich Art, Umfang und Detaillierungsgrad der Erfassung zum Teil so erheblich, daß ein Vergleich der wenigen bekannten Daten erschwert, wenn nicht unmöglich wird. Die nachfolgend diskutierten Daten sind daher eine etwas willkürliche Auswahl von Arbeiten, für die vergleichbare Dosisangaben von mehreren Anlagen vorlagen.

Wiederkehrende Prüfungen von Dampferzeugerheizrohren (DWR)

Das allgemein am meisten angewandte Verfahren hierfür ist die Wirbelstromprüfung. In der Bundesrepublik Deutschland wird in der Regel jährlich ein Dampferzeuger je Anlage ge-

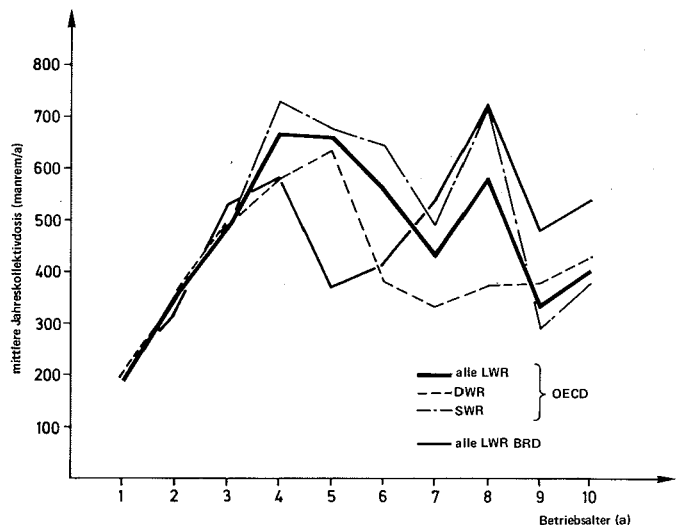


Bild 7: Mittlere Jahreskollektivdosen der Leichtwasserreaktoren in der OECD und in der Bundesrepublik Deutschland

prüft. Die hierzu erforderlichen Einrichtungen sind weitgehend automatisiert. In früheren Jahren standen derartige Einrichtungen nicht immer zur Verfügung, was sich in der Kollektivdosis für diese Arbeiten niederschlug. Im KWO beispielsweise führte die Dampferzeuger-Wirbelstromprüfung in den ersten Jahren zu Strahlenbelastungen zwischen 30 und 40 manrem. Durch die Entwicklung automatisierter Verfahren sowie durch systematisches Training des Personals wurde dieser Wert auf 15 bis 20 manrem, also etwa die Hälfte reduziert:

Für neuere Anlagen standen weitere Möglichkeiten zur Dosisreduktion zur Verfügung. Neben der bereits erwähnten Verringerung der Ortsdosisleistung waren konstruktive Verbesserungen beim Zugang und Einstieg in die Primärkammern der Dampferzeuger wesentliche Faktoren. Der Erfolg: Die Dampferzeuger-Wirbelstromprüfung führte in neueren Anlagen nur noch etwa 5 bis 10 manrem.

Zum Vergleich: Die Umfrage der OECD/IAEA ergab einen allerdings nicht unbedingt repräsentativen Mittelwert von 19 manrem je Prüfung.

Revision der Umwälzpumpen (SWR)

Das zweite Beispiel beschäftigt sich mit der Dosisentwicklung bei der Revision der Umwälzpumpen von Siedewasserreaktoren. In der ältesten betroffenen Anlage, in KRB, ergibt sich dabei folgendes Bild (Tafel 3):

Die Revision der Gleitringdichtungen der Umwälzpumpen erforderte relativ konstant etwa 5 manrem/Pumpe. Hinzu kamen jedoch verstärkt in den späteren Betriebsjahren weitere Arbeiten an den Umwälzpumpen, die die Kollektivdosis je Pumpe um bis zu 100 % gegenüber den hier aufgeführten Werten steigerten. Bei den insgesamt drei Umwälzpumpen führte das zu Dosisbeiträgen bis über 30 manrem im Jahr. Im Kernkraftwerk Würzgassen (KWU), das wie KRB mit externen Umwälzpumpen ausgestattet ist, wurden zwischen 1976 und 1979 für die Revision einer Pumpe einschließlich kleinerer Reparaturen im Mittel etwa 4 manrem gemessen. Das bedeutet bei einer jährlichen Revision beider Pumpen einen Beitrag zur Jahreskollektivdosis von 8 manrem im Mittel.

Im noch jüngeren Kernkraftwerk Brunsbüttel wurden schließlich für die Revision und Reparatur von nunmehr internen, im Reaktordruckbehälter integrierten Umwälzpumpen noch etwa 2 manrem je Pumpe aufgewendet. Darin enthalten ist unter anderem die mehrmalige Reparatur der Pumpenabdeckringe, deren Verriegelung an mehreren Pumpen defekt war. Da wegen der Defekte alle 8 Pumpen intensiv inspiziert wurden, kam es zu einer mittleren Strahlenbelastung von 17 manrem/a in den ersten drei Betriebsjahren. Aufgrund der nunmehr vorgenommenen Verbesserungsmaßnahmen ist eine Reduktion der Dosis je Pumpe in Zukunft zu erwarten. Geht man

dann davon aus, daß im allgemeinen nur die Hälfte der Pumpen jährlich inspiziert wird, liegt der Beitrag zur Jahreskollektivdosis unter dem für KWW ermittelten Wert.

Revision der Hauptkühlmittelpumpen (DWR)

Die Revision der Hauptkühlmittelpumpen in Druckwasserreaktoren stellt ein Beispiel für eine weniger einheitliche Dosisentwicklung als in den beiden vorangegangenen Fällen dar. In der ältesten Anlage in Obrigheim erforderten Inspektion und Dichtungswechsel im zweiten Betriebsjahr 5,5 manrem je Pumpe. Im zehnten Betriebsjahr wurden hierfür noch 1,5 manrem aufgewendet. Der Dosisaufwand für diese Arbeiten konnte bis auf 0,8 manrem je Pumpe in der neuen Anlage Neckarwestheim (GKN) gesenkt werden.

Daneben kam es allerdings aufgrund von Schwierigkeiten mit einer geänderten Pumpenkonstruktion zu erheblichen Dosisbeiträgen durch Reparaturen. Insbesondere in der als erste hiervon betroffenen Anlage, in Biblis A (KWG A), führten Reparaturmaßnahmen an allen vier Pumpen 1976 und 1978 zu jeweils mehr als 200 manrem. Dabei trat ein gewisser Rückkopplungseffekt dadurch auf, daß durch die Defekte Material in den Primärkreis gelangte, das eine verstärkte Bildung und Ablagerung von aktivierten Korrosionsprodukten bewirkte. Hierdurch erhöhte sich die Ortsdosisleistung am Primärkreis und damit auch an den betroffenen Pumpen.

Als Folge dieser Schwierigkeiten wurde zum einen der Umfang der wiederkehrenden Revisionsarbeiten erheblich ausgeweitet. Zum anderen wurden auch bei den übrigen Anlagen Änderungen und intensive Inspektionen vorgenommen, die erhöhte Kollektivdosen nach sich zogen.

Revision der Steuerantriebe (SWR)

Revisionsarbeiten an Steuerstabantrieben gehören zu den Routinearbeiten, die anfänglich wesentlich zur Jahreskollektivdosis beitrugen. In Gundremmingen beispielsweise wurden seit 1970 im Mittel etwa 14 Antriebe inspiziert. Die hierbei aufgenommene Kollektivdosis lag bei 1,2 manrem/Antrieb (Tafel 3).

Technische Verbesserungen sowie eine Senkung der Ortsdosisleistung im Arbeitsbereich führte in KWW zu einer Reduktion auf etwa 0,4 manrem/Antrieb. Da es sich hier um Routinearbeiten handelt, spielt die Übung des Einsatzpersonals eine wesentliche Rolle. Bei gleichbleibender Arbeitstechnik und konstantem Strahlenfeld kann durch wachsende Routine die Dosis weiter gesenkt werden. So wurden 1976 in KWW noch 0,5 manrem/Antrieb, 1979 hingegen nur noch 0,35 manrem/Antrieb aufgewandt.

Da für neuere Anlagen noch eine weitere Reduktion erwartet werden kann, hat der Beitrag dieser Arbeiten zur Jahreskollektivdosis erheblich an Bedeutung verloren.

Tafel 3: Kollektivdosen bei der Revision der Gleitringdichtungen der Umwälzpumpen bzw. der Steuerantriebe im Kernkraftwerk Gundremmingen

Jahr	Kollektivdosis je Pumpe	Kollektivdosis je Antrieb
1970	6,5	0,5
1971	5,0	0,5
1972	3,6	1,3
1973	5,1	1,3
1974	5,5	1,5
1975	5,5	1,8
1976	5,7	1,5
1977		0,8

Mögliche Verbesserungen

Die Beschreibung des Istzustandes soll an dieser Stelle abgeschlossen werden mit der Frage:

Wo sind noch Verbesserungen möglich?

Die Betrachtung der *Individualdosen* ergab, daß die Grundvoraussetzung der ICRP – 0,5 rem/a im Mittel – für das Kernkraftwerkspersonal insgesamt eingehalten wird. Gleichzeitig wurde jedoch deutlich, daß für bestimmte Gruppen dieses Ziel noch nicht erreicht ist. Beispielsweise beträgt die mittlere Dosis des Eigenpersonals aller Anlagen in den Jahren 1977 bis 1979 0,64 rem/a, in einzelnen Anlagen sogar mehr als 1 rem/a. Hier erscheinen Verbesserungen möglich und sinnvoll.

Die *Kollektivdosen* entsprechen – wie wir gesehen haben – dem internationalen Niveau. Untersucht man allerdings die maßgeblichen Beiträge zur Jahreskollektivdosis, ergeben sich zwei Schwerpunkte mit steigender Tendenz: Ertüchtigungsmaßnahmen (Backfitting) und wiederkehrende Prüfungen. Gegen beides läßt sich schwerlich etwas einwenden, solange der Aufwand an Strahlenexposition des Personals in einem angemessenen Verhältnis zum angestrebten Nutzen steht. Der Umfang gerade derartiger Arbeiten an stark strahlenden Komponenten ist jedoch in den letzten Jahren in einem Maße gestiegen, daß es wünschenswert erscheint, daß in Zukunft das zu erreichende Schutzziel klarer definiert und noch sorgfältiger als bisher gegenüber dem Dosisaufwand abgewogen sind.

Bei den *tätigkeitsbezogenen Dosen* zeigt sich, daß der Erfahrungsrückfluß eine wesentliche Quelle technischer Verbesserungen und damit der Dosisreduktion sein kann. Grundlage hierfür ist eine intensive Kommunikation zwischen allen Beteiligten. Das betrifft sowohl die Erfassung der wesentlichen Ursachen der Strahlenexposition als auch Erfahrungen mit möglicherweise dosissparenden Techniken. Die derzeitigen Schwierigkeiten bei der Auswertung tätigkeitsbezogener Dosen wurden bereits erwähnt. Zur Verbesserung der Situation sollten hier folgende Ziele angestrebt werden:

Die Erfassung der tätigkeitsbezogenen Dosen sollte systematisch erfolgen, das heißt in allen Anlagen, in allen Betriebsjahren und für alle dosisintensiven Arbeiten. Die Erfassung der Arbeiten sollte so detailliert sein, daß ein Vergleich zwischen den Arbeiten und den entsprechenden Dosen sinnvoll möglich ist. Die Grenze der zu erfassenden Dosisbeiträge sollte bei abnehmenden Kollektivdosen in neueren Anlagen entsprechend kleiner angesetzt werden. Die gesammelten Daten sollten – ähnlich denen für die Strahlenexposition der Bevölkerung – soweit wie möglich zugänglich gemacht werden. Möglichkeiten für diese Verbesserungen bieten sich insbesondere im Rahmen der Erstellung von Regeln und Richtlinien, wie sie derzeit im Gange ist.

Von den möglichen Ansatzpunkten technischer Verbesserungen soll hier nur auf eine eingegangen werden, der zuvor schon mehrmals erwähnt wurde: die Ortsdosisleistung am Arbeitsplatz bzw. an den betroffenen Komponenten. Entsprechend den Einflußfaktoren für diese Größe sind hier unter anderem folgende Verbesserungen denkbar:

Materialauswahl

Die Minimierung des Kobaltgehaltes der verwendeten Werkstoffe, die entscheidende Quelle der Ortsdosisleistung, wurde schon in der Vergangenheit beachtet. In Einzelfällen kamen jedoch trotzdem Materialien zum Einsatz (zum Beispiel Stellite, antimongestützte Kohlelager in verschiedenen Pumpen), deren Bestandteile durch Korrosion, Abrieb u. ä. zu erhöhten Ortsdosisleistungen beitragen. Die Verwendung dieser Materialien ist heute nicht mehr unbedingt zwingend, da Ersatz zur Verfügung steht. Sie sollten daher nicht nur in Zukunft vermieden, sondern, soweit sinnvoll, auch in den im Betrieb befindlichen Anlagen ersetzt werden.

Transportverhalten

Um die Wirksamkeit verschiedener Verbesserungen beurteilen zu können, ist es erforderlich, das Verhalten der dosisleistungsbestimmenden Nuklide im Primärkreis zu kennen. Hier wurden in den letzten Jahren vor allem im Ausland Fortschritte erzielt. Da die Ergebnisse jedoch im allgemeinen anlagenspezifischer Natur waren, wurden in den letzten Jahren vergleichbare Untersuchungen für deutsche Verhältnisse initiiert. Diese Untersuchungen sollten mit dem Ziel der

modellhaften Beschreibung des Transport- und Ablagerungsverhaltens intensiviert werden.

Reinigung

Um radioaktive Stoffe aus den Kreisläufen zu entziehen, bieten sich derzeit im wesentlichen zwei Möglichkeiten an. Soweit es sich um Aktivität handelt, die vom Kühlmittel mitgeführt wird, kann sie über die Kühlmittelreinigung weitgehend entfernt werden. Verbesserungen an dieser Stelle sind derzeit in erster Linie im Hinblick auf Laständerungen wünschenswert [5, 6, 7]. Fest haftende Aktivität läßt sich hingegen nur durch Dekontaminationsmaßnahmen entfernen. Hier wurden in letzter Zeit insbesondere die Möglichkeiten der regelmäßigen sogenannten weichen Dekontamination verbessert. Da solche Verfahren auch auf dem deutschen Markt derzeit zur Verfügung stehen [8], sollte ihre Anwendung verstärkt ins Auge gefaßt werden.

Zusammenfassung

Die Entwicklung der Strahlenbelastung in den Kernkraftwerken der Bundesrepublik Deutschland wurde untersucht. Dabei konnten folgende Feststellungen getroffen werden:

- Sowohl die Individual- als auch die Kollektivdosen in den einzelnen Anlagen haben sich nach einem anfänglichen Anstieg im allgemeinen stabilisiert.
- Sowohl die Individual- als auch die Kollektivdosen wurden zu neueren Anlagen hin nachhaltig gesenkt.
- Das gesundheitliche Risiko beruflich strahlenexponierter Personen in deutschen Kernkraftwerken entspricht global gesehen dem anderer risikoarmer Berufszweige.
- Im internationalen Vergleich kann der erreichte Stand als befriedigend angesehen werden.

Ursachen für diese Entwicklung waren der Erfahrungsrückfluß aus im Betrieb befindlichen Anlagen sowie der zunehmende Vorsorgeaufwand bei neueren Anlagen.

Weitere Verbesserungen sind möglich sowohl im technischen, wie im organisatorischen Bereich. Ziel dieser Maßnahmen sollte eine weitere Optimierung des Strahlenschutzes in der Anlage sein.

Schrifttum

- [1] ICRP: Empfehlungen der Internationalen Strahlenschutzkommission, ICRP-Heft 26, Gustav Fischer Verlag, 1978
- [2] Brooks, B. G.: Occupational Radiation Exposures at NRC-Licensed Facilities. IAEA International Symposium on Occupational Radiation Exposure in Nuclear Fuel Cycle Facilities, Los Angeles, Juni 1979
- [3] Jlari, O. und L. F. Franzen: Occupational Exposure Trends in Nuclear Power Plants with LWRs in NEA Member Countries, SFRP-Tagung über die bei der Auslegung und beim Betrieb getroffenen Vorkehrungen zur Senkung der Strahlenbelastung in Kernkraftwerken mit Leichtwasserreaktoren, Dezember 1979
- [4] Rübenberg, P.: Strahlenschutzverfahren im Kernkraftwerk Stade. Bericht der 10. Jahrestagung des Fachverbandes für Strahlenschutz e. V., FS-76-13-T, Gießen, Juni 1976, S. 205
- [5] Ekbert, J. und R. Jvars: Factors of Importance to the Occupational Exposure Level. SFRP-Tagung über die bei der Auslegung und beim Betrieb getroffenen Vorkehrungen zur Senkung der Strahlenbelastung in Kernkraftwerken mit Leichtwasserreaktoren, Paris, Dezember 1979
- [6] Keneshea, F. J., et al.: Evaluation of Operational Techniques that can Reduce Radiation Fields in LWRs during Maintenance. EPRI NP-322, 1979
- [7] Eickelpasch, N.: Untersuchungen zur Reduzierung der Strahlenbelastung des in Kernkraftwerken eingesetzten Personals. Dissertation, Karlsruhe, 1978
- [8] Riess, R. und H. O. Bertholdt: Chemical Decontamination of KWU Reactor Installations. ANS Conference on Decontamination and Decommissioning of Nuclear Facilities, Sun Valley, September 1979

Diskussion

G. Dreyer (Interatom):

Liegen Erfahrungen über Strahlenexpositionen im Ausland vor?

W. Müller (GRS):

In meinem Vortragsmanuskript habe ich noch ein paar mehr Daten ausgeführt, unter anderem auch einen Vergleich der in der Bundesrepublik gemessenen Individual- und Kollektiv-Dosen, mit den im Rahmen einer OECD/IAEA-Untersuchung gemessenen oder ausgewerteten Daten. Die mittlere, jährliche Ganzkörper-Dosis ist in Bild 4 aufgetragen für die OECD und für die Bundesrepublik.

Während in der OECD-Auswertung der Wert relativ konstant bei 0,6 rem pro Person und Jahr liegt, ist in der Bundesrepublik die Entwicklung von einem anfänglich recht hohen Wert – der über dem internationalen Durchschnitt lag – abwärts gegangen in Richtung auf geringere, mittlere Ganzkörper-Dosen. Und in den letzten drei Jahren ist – zum Vergleich – das Ergebnis 0,44 rem pro Person und Jahr gegenüber den etwa 0,6 rem der im gesamten Bereich der OECD ausgewerteten Daten.

Das gleiche für Kollektiv-Dosen sieht so aus (Bild 7): Nach einem anfänglichen Anstieg mit dem Betriebsalter ist die Tendenz eher sinkend, aber insgesamt nicht sehr einheitlich. Der Unterschied zwischen bundesdeutschen und den OECD-Daten ist im Grunde genommen nicht gravierend. Wenn man die Streubreite der Daten betrachtet, kann man sagen, daß die Ergebnisse international und in der Bundesrepublik Deutschland im wesentlichen die gleichen sind.

R. Ettemeyer (Kernkraftwerk Gundremmingen):

Bisher haben die Betreiber von Kernkraftwerken in eigener, freier Verantwortung die dargestellte Reduktion der Strahlendosen bewirkt – gemäß den Auflagen der SSV. Deshalb kann ich Ihren Vorschlag,

1. Grenzen für Dosen festzulegen und
 2. Zwang zur Veröffentlichung einzuführen,
- nicht verstehen.

W. Müller (GRS):

Ich glaube, ich habe recht deutlich gesagt, daß das Bemühen der Betreiber durchaus vorhanden war, unterstützt sicherlich durch einzelne Verordnungen, Richtlinien und ähnliche Vorschriften. Die Forderung, die sich bezog auf die tätigkeitsbezogenen Dosen, richtete sich schlichtweg darauf, Daten zu bekommen, die für eine Auswertung in einer sinnvollen Form vorliegen. Die bisherige Erfassung, die durchaus bei einzelnen Betreibern sehr intensiv vorgenommen wurde, allerdings nicht einheitlich, hat zur Folge gehabt, daß die Ergebnisse zwar innerhalb der Anlagen im großen und ganzen vergleichbar waren. Herr Ambros wird im nachfolgenden Beitrag dafür ein gutes Beispiel bringen. Aber wenn man zwei verschiedene Anlagen miteinander vergleichen wollte, in denen eine gleichartige Arbeit durchgeführt wurde, dann war eben die Vergleichbarkeit nicht mehr sichergestellt. Dazu kommt, daß jeder Betreiber natürlich nicht bis zur kleinsten Dosis eine Dosisverfolgung bei einzelnen Arbeiten vornimmt, was dazu führt, daß einzelne bei höheren Grenzen abschneiden und andere bei niedrigeren Werten. Auch hier wäre es natürlich wünschenswert, daß bei vergleichbaren Anlagen etwa gleiche Maßstäbe angelegt werden.

Wie wir gesehen haben, sind die Kollektiv-Dosen für einzelne Arbeiten auch sehr nachhaltig gesenkt worden in den letzten Jahren, so daß, erst recht, wenn ich die Ergebnisse älterer

Anlagen mit denen jüngerer Anlagen vergleichen will, ich die Grenze eigentlich nicht gleichhoch ansetzen kann, weil sonst Arbeiten, die in jüngeren Anlagen nur noch relativ wenig Dosis hervorrufen, unter dieser Grenze liegen und dann gar nicht mehr zum Vergleich zur Verfügung stehen. Deshalb der Vorschlag.

A. Hoegl (Siemens, Erlangen):

In Ihrem Vortrag war manchmal von Personendosen, manchmal von Ganzkörperdosen die Rede. Die gezeigten Werte lagen zum Teil über denen der Überwachungsschwellen. Meine Fragen:

1. Sind die angegebenen Ganzkörperdosen mit den gemessenen Personendosen gleichzusetzen?
2. Wenn nein, wie wurden die Ganzkörperdosen ermittelt? Aus welchen Maßgrößen und mit welchem Rechengang wurden sie berechnet?

W. Müller (GRS):

Ich muß vielleicht um Entschuldigung bitten, für die etwas laxe Handhabung der Begriffe „Personendosis“ und „Ganzkörperdosis“.

Der Hauptbeitrag zur Äquivalentdosis einer Einzelperson in Kernkraftwerken stammt im allgemeinen von der Ganzkörperdosis. Die Werte, die hier berichtet wurden, waren die amtlichen Meßwerte aufgrund der überwiegend durch Filmplaketten festgestellten Personendosen.

Th. Herzog (KKI, Ohu):

Können Sie angeben, welchen Beitrag zur Kollektiv-Dosis die Ausführung von Backfitting-Maßnahmen liefert? Nun werden zwar solche Arbeiten nicht jährlich durchgeführt, aber vielleicht ergibt sich eine vernünftige Angabe, wenn man die entsprechenden Dosen über mehrere Jahre verschmilzt.

W. Müller (GRS):

Ich kann bestenfalls mit einem willkürlichen Beispiel von einer älteren Anlage dienen. Im allgemeinen läßt sich nicht so eindeutig trennen, was für Backfitting-Maßnahmen aufgewandt worden ist. Aber um das Beispiel zu nennen: In einer älteren Anlage hat vor ein paar Jahren der Aufwand für Backfitting-Maßnahmen zwischen 10 und 20 % betragen, während er heute bei 30 bis 50 % liegt, je nachdem wie intensiv Backfitting-Maßnahmen gefordert werden oder wie umfangreich sich die Umbauarbeiten gestalten.

Steiger (KFK):

Wurde bei der Ermittlung der Jahresdosiswerte der einzelnen KKW nur das Betreiberpersonal berücksichtigt? Das zeitweise eingesetzte Fremdpersonal – an manchen Anlagen in erheblichem Umfang – könnte die in den Bildern gezeigten Kurvenverläufe deutlich beeinflussen.

Gibt es auch Statistiken über Fremdpersonal?

W. Müller (GRS):

Die hier vorgetragenen Werte bezogen sich generell auf die Dosen des Gesamt-Personals, das heißt sowohl Eigen- als auch Fremdpersonal. Ich habe nur in einem Fall als Beispiel die Dosis für das Eigenpersonal in den letzten drei Jahren genannt, die für die deutschen Leichtwasserreaktoren bei etwa 0,6 rem pro Person und Jahr lag.

Statistiken über Fremdpersonal liegen nur anlagenbezogen vor.

Strahlenschutz im Kernkraftwerk Biblis – Maßnahmen zur Dosisminimierung

Von R. Ambros und H. J. Schroeder¹⁾

Kurzfassung

Allgemeine Maßnahmen zur Minimierung der Dosis werden aufgeführt. An Hand von Beispielen werden spezielle Maßnahmen erläutert und durch entsprechende Fotos verdeutlicht. Am Beispiel der Reparatur der Hauptkühlmittelpumpen in Biblis wird gezeigt, wie hoch der Aufwand getrieben werden muß, um Großreparaturen bei hohen Dosisleistungen (50 R/h) mit minimalen Individual- und Kollektivdosen durchzuführen.

Abstract

Common methods to minimize personel doses are discussed. Special efforts are explained by examples and fotos. The reparation of the main cooling pumps, this means working at high dose rates (50 R/h), gives a good example to minimize individual and collective doses and is specially discussed here.

Einleitung

Grundlage für den Strahlenschutz im Kernkraftwerk ist die Strahlenschutzverordnung [1] vom 13. 10. 1976, hier insbesondere der § 28 mit dem Grundsatz „so niedrig wie möglich“.

Selbstverständlich wird dieser Paragraph im Sinne des ALARA-Prinzips in aller Konsequenz sowohl in bezug auf die *Individual-Dosis* als auch in bezug auf die *Kollektiv-Dosis* in deutschen Kernkraftwerken angewandt.

Dies möge ein Vergleich der in Biblis gewonnenen Dosisdaten mit Daten zeigen, die von Ilary und Franzen [2] aus einer internationalen Befragung ermittelt wurden.

Im Kernkraftwerk Biblis sind zwei Blöcke (Block A, B) mit Druckwasserreaktoren der 1300-MW-Klasse (elektrische Leistung) (Bauart KWU) installiert. Block A ging 1975, Block B 1977 kommerziell in Betrieb, das heißt, Block A weist fünf Betriebsjahre, Block B drei Betriebsjahre auf.

Bild 1 zeigt, daß Biblis A mit mittleren, erzeugungsspezifischen Jahresdosen von

$$0,37 \pm \frac{0,37 \text{ manrem}}{0,34 \text{ MWa}}$$

und B mit $0,22 \pm \frac{0,19 \text{ manrem}}{0,17 \text{ MWa}}$

gut mit Kraftwerken in anderen Ländern, die nach 1973 in Betrieb gingen, vergleichbar ist.

Im Jahre 1976 und 1978 traten in Block A, verursacht durch Schäden an den Hauptkühlmittelpumpen, höhere Werte von

$$0,58 \frac{\text{manrem}}{\text{MWa}}$$

und $0,74 \frac{\text{manrem}}{\text{MWa}}$

auf, da zwangsläufig bei den Reparaturen hohe Dosen anfielen (1976: 204 rem Stabdosis, 1978: 269 rem Stabdosis) und die Anlage auf Grund längerer Stillstände wenig Strom produzierte.

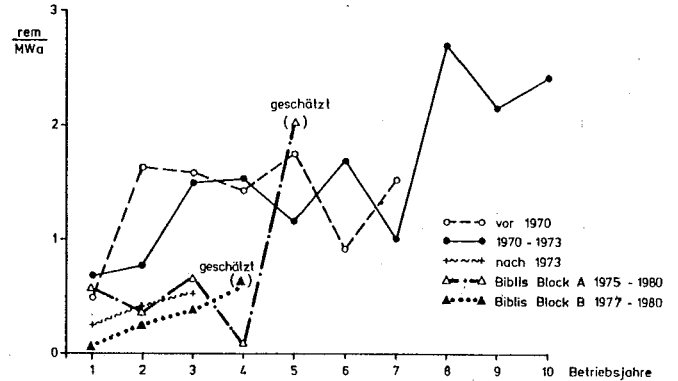


Bild 1: Erzeugungsspezifische Kollektivdosis DWR als Funktion der Betriebsjahre

Allgemeine Maßnahmen zur Dosisminimierung

Aus den bekannten Grundthemen, die in jeder Strahlenschutzbelehrung genannt werden, ergeben sich zwangsweise die Faktoren, die zur Dosisminimierung beitragen.

1. Zeit begrenzen zum Beispiel durch
 - Überwachung des Strahlenschutzes,
 - Einsatzplanung des Personals,
 - detaillierte Arbeitsablaufpläne,
 - Schulung des Personals,
 - spezielles Training des Personals an Modellen,
 - Erfahrung des Personals,
 - Einsatz von speziellen Hilfswerkzeugen.
2. Abstand halten zum Beispiel durch
 - Überwachung des Strahlenschutzes,
 - Einsatz von verlängerten Werkzeugen,
 - Einsatz von halbautomatischen bzw. automatischen Werkzeugen und Prüfeinrichtungen.
3. Abschirmung beachten zum Beispiel durch
 - Einsatz verschiedener Abschirmmaterialien wie Wasser, Beton, Eisen, Blei;
 - Einsatz dieser Materialien
 - in Spezialgeometrien für spezielle Einsätze,
 - in Form von Säcken, Matten, Steinen, Mauern, Stellwänden.

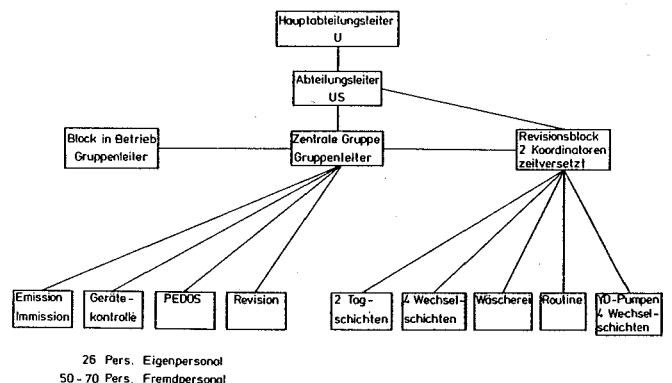


Bild 2: Revisionsorganisation der Abteilung Strahlenschutz

1) Dr. R. Ambros und Dr. H. J. Schroeder, RWE AG, Biblis

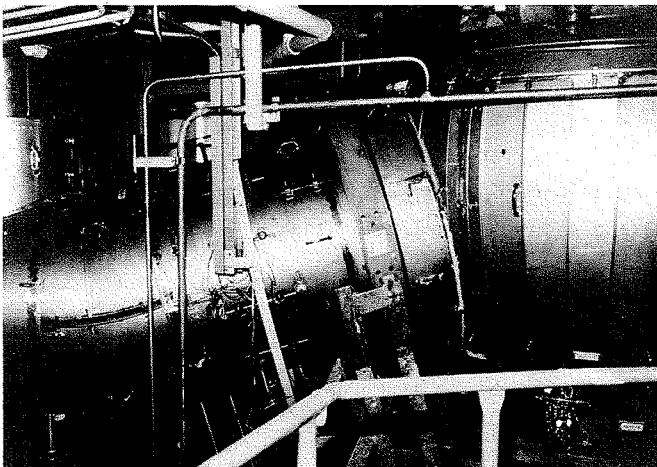
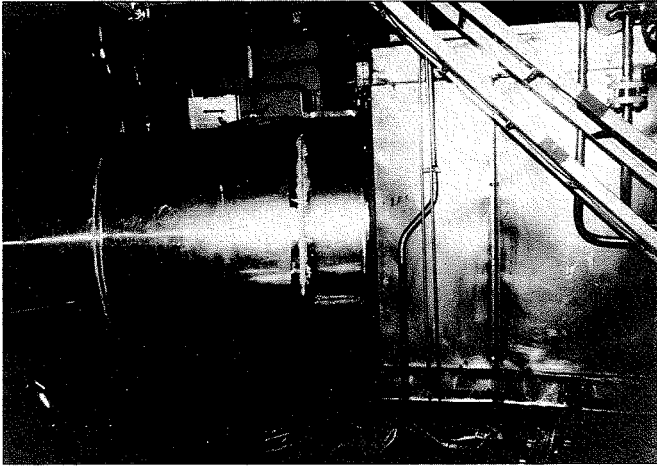


Bild 3: Alte (oben) und neue (unten) Ausführung der Isolierung an der Hauptkühlmittelpumpe und der Loopeitung

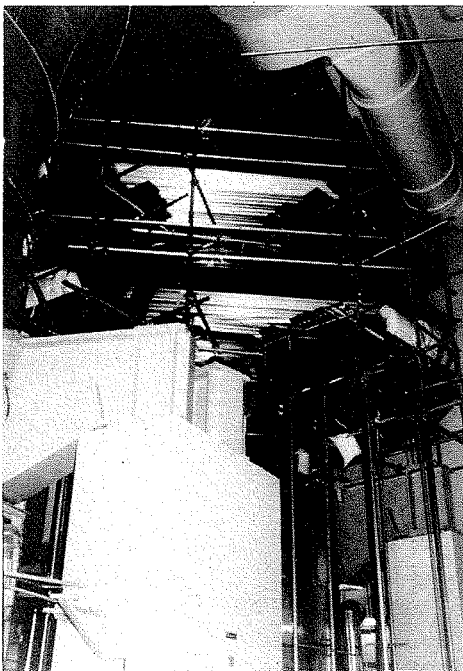


Bild 4: Gerüste im Schweißnahtbereich der Dampferzeuger

4. Vermeiden von Kontamination zum Beispiel durch
 - Überwachung des Strahlenschutzes,
 - Maßnahmen zur Vermeidung der Kontaminationsverschleppung durch
 - Schuhzonen,
 - Dekontamination (wie konventionelle Reinigung),
 - Schutzbekleidung wie
 - Overalls, Einmal-Overalls aus Papier, aus Plastik;
 - Vollschutzanzüge,
 - Handschuhe aus Stoff, Plastik, Gummi.

5. Vermeiden von Inkorporation zum Beispiel durch
 - Überwachung des Strahlenschutzes,
 - Arbeitszeitbegrenzung,
 - Atemschutz mit Hilfe von
 - Vollmasken mit Aerosol- und Jod-Filter,
 - Preßluftatmer,
 - Vollschutz,
 - Kontaminationsbeseitigung.

Zusätzlich zu diesen Faktoren bleiben beispielhaft zu nennen:

6. Reduzierung der Dosisleistungen zum Beispiel durch
 - Ausbau entsprechender Anlagenteile,
 - mechanische Dekontamination mit allen Varianten,
 - chemische Dekontamination mit allen Varianten.

7. Erfassung der Personendosen durch
 - sofort ablesbare Dosimeter,
 - amtliche Auswertung,
 - Niedrighaltung der Individualdosis,
 - Verarbeitung mit Prozeßrechner.

8. Auftragsbezogene Dosiserfassung
 - zur Erkennung von Schwachstellen
 - im Planungszustand der Anlage,
 - bei der Ausführung der Tätigkeit,
 - Niedrighaltung der Kollektivdosis,
 - Verarbeitung mit Prozeßrechner.

9. Chemische Fahrweise der Anlage
 - pH-Wert,
 - Entgasung,
 - Reinigung des Primärkühlmittels durch Ionentauscher.

Zum effektiven Einsatz all dieser Hilfsmittel gehören selbstverständlich funktionierende Organisationsstrukturen, die durchaus von EVU zu EVU verschieden sein können. Hierbei spielt das Können einzelner gegenüber der Kooperation aller nur eine untergeordnete Rolle. Das reibungslose Zusammenspiel aller Beteiligten läßt sich jedoch nicht ausschließlich durch Schulung vermitteln, sondern muß aus dem Verständnis um die Probleme des anderen und viel Erfahrung erwachsen.

Maßgebend zur Erzielung eines optimalen Ergebnisses ist die Erfahrung eines jeden einzelnen im Umgang mit Radioaktivität und die Einsicht zur notwendigen Kooperation von Gruppen und Abteilungen.

Der Gesichtspunkt der Erfahrung ist gerade im praktischen Strahlenschutz ein nicht zu unterschätzender Faktor, der, gepaart mit Verantwortungsbewußtsein und soliden Fachkenntnissen, einen Beitrag zur Dosisminimierung liefert.

Dieser Faktor wird jedoch leider sehr häufig unterschätzt.

Spezielle Maßnahmen zur Dosisminimierung am Beispiel Biblis

Zur Verdeutlichung der oben angegebenen allgemeinen Maßnahmen werden im folgenden einige typische Maßnahmen zur Dosisminimierung am Beispiel des Kernkraftwerkes Biblis aufgeführt.

Organisation des Strahlenschutzes

Die Minimierung der Personendosis aller Beschäftigten ist keineswegs alleinige Aufgabe des betrieblichen Strahlenschutzes, sondern diese Aufgabe kommt jedem einzelnen zu. Aufgabe des betrieblichen Strahlenschutzes ist es jedoch, die Einhaltung aller Schutzvorschriften und Vorsorgemaßnahmen zu überwachen. Hierzu ist eine den Erfordernissen angepaßte Strahlenschutzorganisation notwendig. Speziell muß man die Organisation in Biblis dem Betrieb von zwei Blöcken mit getrennten Kontrollbereichen Rechnung tragen.

Die Erfahrung von nunmehr sieben Revisionen hat auch ihren Niederschlag in der Organisation des Strahlenschutzes gefunden, die von Revision zu Revision immer wieder verfeinert und angepaßt werden mußte (Bild 2).

Zum Verständnis dieser Organisation einige Zahlen:

- Zahl der Kontrollbereichsbegehungen pro Tag: 1000 bis 1400
- Zahl der verschiedenen Personen, die pro Tag im Kontrollbereich anwesend sind: 300 bis 450
- Zahl der gleichzeitig im Kontrollbereich anwesenden Personen während des Tages: 200 bis 250;
davon im Containment: 80 bis 110
- Zahl der Aufträge im Kontrollbereich: etwa 1000
- Zahl der gleichzeitig im Kontrollbereich laufenden Tätigkeiten:

Überwachung durch den Strahlenschutz	ständig: 35 %
	zyklisch: 30 %
	einmalig: 15 %
	keine: 20 %

Auftragsbezogene Dosierfassung

Als wesentliche quantifizierte Erkenntnis der 1977 in Biblis, Block A, durchgeführten Studie (durch EG und BMI gefördert) „Dosisbelastung bei der Durchführung von Arbeiten im Kontrollbereich Biblis, Block A“ [3, 4] sind die hohen Kollektivdosen für Gerüstbau und von Isolierungen anzusehen. Hier wurde während der Revision Block A 1980 damit begonnen, für die Schweißnahtprüfungen an Dampferzeugern, Loopteilungen und Hauptkühlmittelpumpen die herkömmliche Isolierung durch schnell demontierbare und montierbare Kassettenisolierungen zu ersetzen. Wegen der zu erwartenden hohen Kollektiv- und Individualdosis (63 rem Stabdosis) konnten 1980 nur ein Loop, die vier Hauptkühlmittelpumpen sowie ein Dampferzeuger für die Umrüstung freigegeben werden.

Bild 3 zeigt die alte und neue Ausführung der Isolierung an den Hauptkühlmittelpumpen und der Loopteilung.

In Bild 4 ist die Gerüstausführung am Dampferzeuger gezeigt, während Bild 5 die neuen Arbeitsbühnen im Schweißnahtbereich veranschaulicht.

Dosisleistungsverhältnisse Revision Block A 1980

Die Dosisleistungsverhältnisse in den oben genannten Arbeitsbereichen sind in Bild 6 nach der Druckprobe Block A in einer Isometrie des Primärkreislaufes dargestellt.

Zwei Fakten sind besonders hervorzuheben:

1. Die Dampferzeuger sind sekundärseitig gefüllt. Diese Maßnahme bedeutet eine Dosisleistungsreduzierung um den Faktor 5 bis 10.
2. Die Dosisleistungswerte an strömungstechnisch gleichartigen Stellen sind durch Schlammablagerungen ungleichmäßig erhöht. Hierzu weitere Erläuterungen:
Durch Schäden an den Hauptkühlmittelpumpen wurden im 3. Zyklus etwa 1,2 kg stelliertes Material als Abrieb in den Primärkreislauf eingebracht [5]. Aufgrund dieser

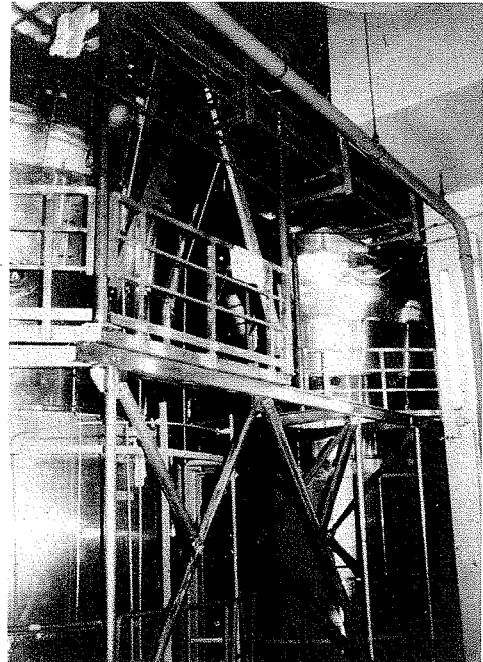


Bild 5: Arbeitsbühnen im Schweißnahtbereich der Dampferzeuger

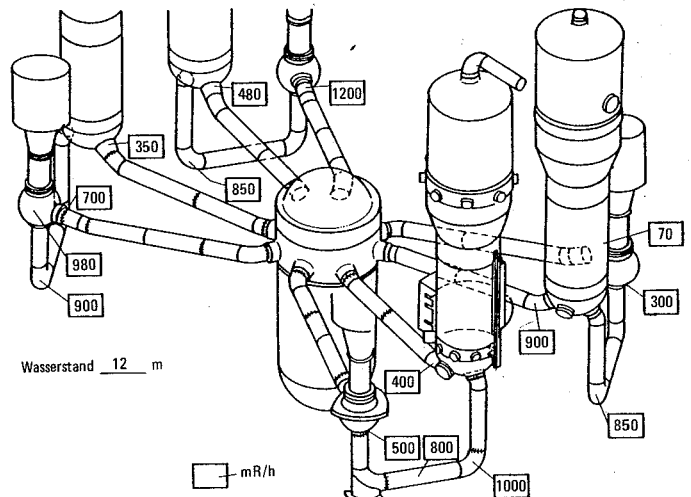


Bild 6: Dosisleistungsmessung im Primärkreislauf – nach Druckprobe

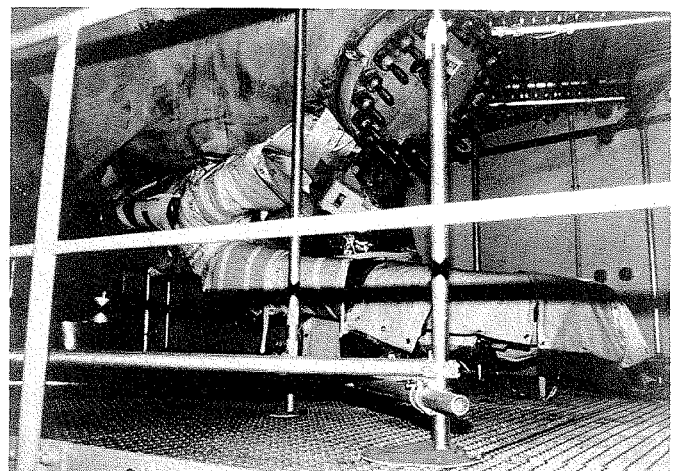


Bild 7: Dampferzeugerkalotte mit Mannloch, abgehenden Loopteilungen und Abschirmung der Entwässerungsleitung mit Bleimatten

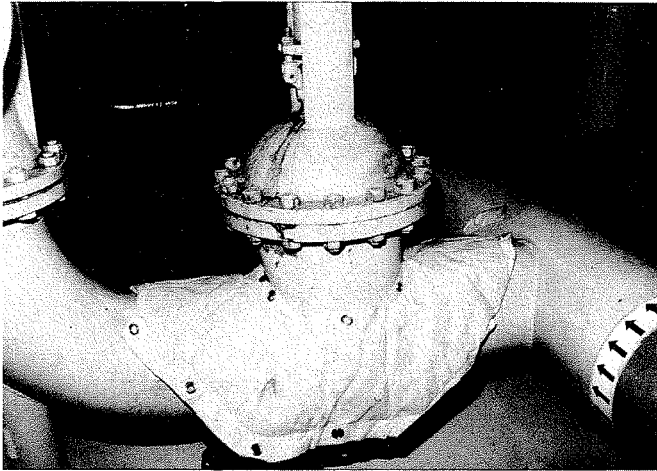


Bild 8: Bleimattenring zur Abschirmung von Ventilen

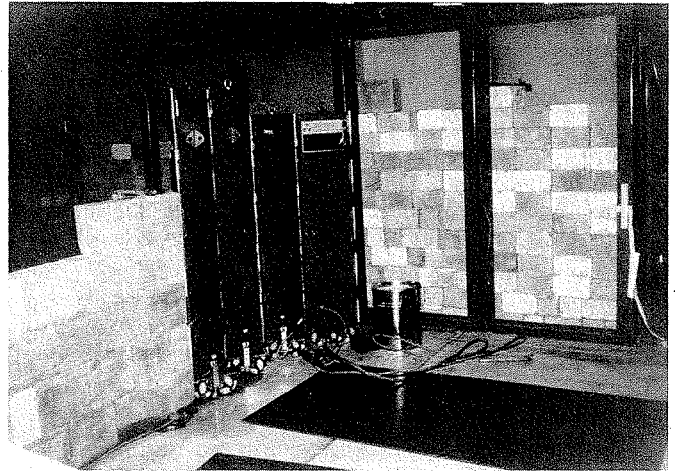


Bild 9: Einsatz verschiedener Abschirmungen wie mobile Stellwände, Betonsteine, mobile Stahlwände gefüllt mit Setzsteinen

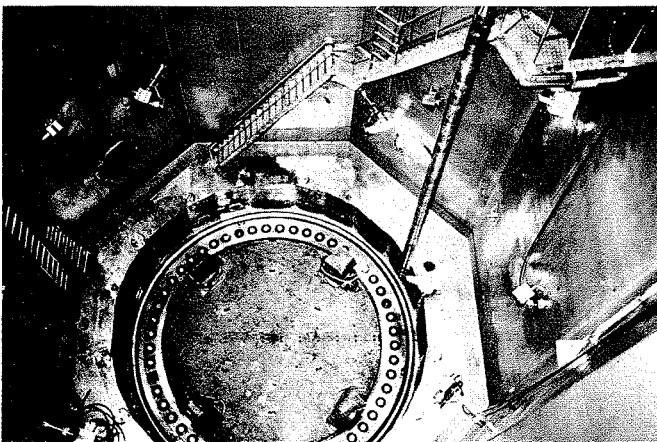


Bild 10: Abschirmdeckel für den Reaktordruckbehälter

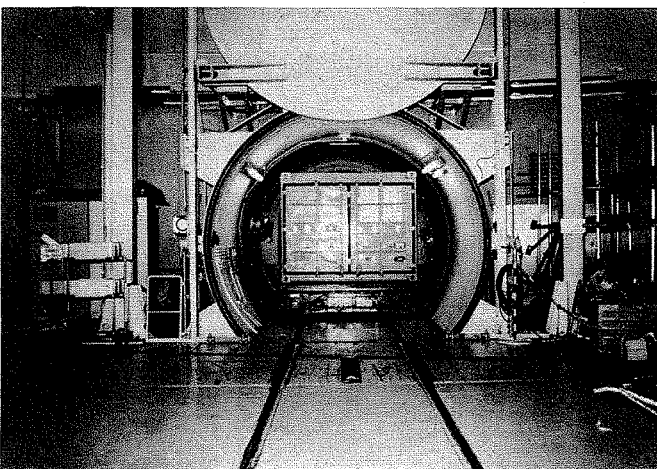


Bild 11: Transportcontainer für den innerbetrieblichen Transport von kontaminierten Gegenständen

Tatsache war für die Revision Block A 1980 mit weiter erhöhten Dosisleistungen zu rechnen, obwohl durch Verbesserung der Wasserchemie während des 4. Zyklus und einem speziellen Abfahrprogramm versucht wurde, dieser Dosisleistungserhöhung entgegenzuwirken. Hierdurch wurde tatsächlich im geringen Umfang eine Reduktion der Dosisleistungen gegenüber der letzten Revision 1978 erzielt. Nach der Druckprobe bei entladendem Kern stellten sich jedoch leider die in Bild 6 gezeigten Dosisleistungsverhältnisse ein.

Man konnte in der gesamten Anlage an allen Komponenten, die mit Primärkühlmittel in Verbindung standen, hauptsächlich an strömungsarmen oder strömungstoten Bereichen, zum Beispiel an Rohrkrümmern, auf Behälterböden, an Entwässerungsleitungen, Dosisleistungserhöhungen gegenüber dem Vorjahr feststellen.

In einem Sofortprogramm wurden alle Maßnahmen, die zur Reduzierung der Dosisleistungen beitrugen, systematisch erfaßt. Aus diesem Programm und weiteren Erkenntnissen seien einige Schwerpunkte genannt:

- Zur Reinigung der Wasseroberfläche in der gefluteten Reaktorgrube wurde eine Zusatzeinrichtung zum Unterwasserstaubsauger beschafft. Diese Anschaffung wurde notwendig, da sich auf der Wasseroberfläche Verunreinigungen befanden, die Dosisleistungen von einigen hundert mR/h aufwiesen.
- Dekontamination von losen Ablagerungen:
 - Diese Dekontamination konnte teilweise durch Spülung erzielt werden, wobei sich häufig als nachteilig erwies, daß nicht ausreichend hohe Strömungsgeschwindigkeiten erzielt werden konnten. Dieser Nachteil kann bei einigen Behältern durch Aufgabe eines Stickstoffpolsters beseitigt werden.
 - An anderen Stellen wurde mit Erfolg die Hochdruckreinigung mit Wasserlanzen eingesetzt. Als Verbesserung wird eine Schwenkbarkeit des Sprühkopfes angestrebt.
 - Im Sumpfsystem traten zum Teil folgende Probleme auf: Die Schlammablagerungen wurden in einem Raum durch Spülen beseitigt, traten dann jedoch im nächsten Raum erneut auf oder traten an horizontal verlaufenden Leitungen bzw. in Sammelbehältern etc. auf. Der Einsatz von Kanalmolchen wurde teilweise durch fehlende Putzöffnungen bzw. für diesen Zweck schlecht konstruierte Geruchsverschlüsse verhindert.

- Arbeiten im Bereich der Dampferzeuger-Mannlöcher:
 - Die Arbeiten zum Öffnen der Dampferzeuger-Mannlöcher an den kalten Seiten wurden durch lokal erhöhte Dosisleistungen im unteren Bereich der Mannlochdeckel erschwert (DL im Kontakt etwa 20 R/h).
 - Die Werkzeuge für das Öffnen der Dampferzeuger-Mannlöcher können weiter optimiert werden. Hierbei wird an den Einsatz folgender Hilfsmittel gedacht:
 - Lappmaschinen zur Reinigung der Dichtfläche,
 - Reinigung der Sacklöcher mit Spezialmaschine,
 - Reinigung der Bolzen mit Spezialmaschine,
 - druckluftunterstützte Gehänge zum Wegschwenken der Mannlochdeckel,
 - druckluftgetriebene Schlagschrauber zum Ausdrehen der Stehbolzen,
 - Spezialabschirmung für Arbeiten im Bereich des Mannlochdeckels.

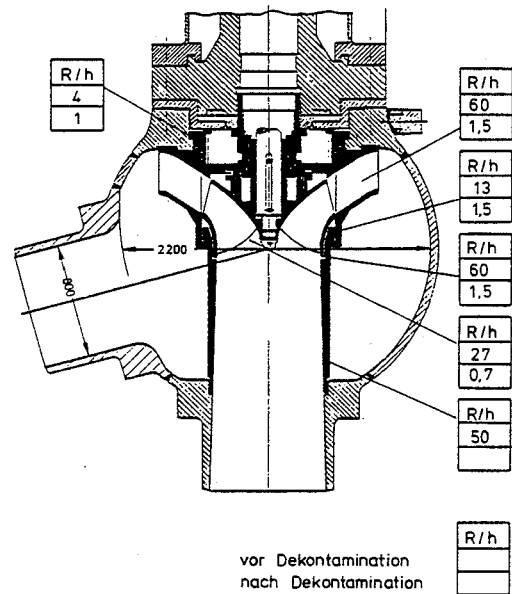


Bild 12: Dosisleistung Hauptkühlmittelpumpe

Abschirmungen

Wie bereits in vorangegangenen Revisionen wurden Komponenten, die mit mobilen Abschirmungen versehen wurden, fotografiert und katalogisiert. Eine Analyse wird nun zeigen, für welche der Komponenten mobile Spezialabschirmungen oder festinstallierte Abschirmungen beschafft werden müssen.

Bild 7 zeigt die Abschirmung der Entwässerungsleitung des Dampferzeuger-Mannlochstutzens mit Bleimatten.

Erstmals wurden zur Abschirmung von Ventilen Bleimatten in Kragenform, die sich dachziegelartig aufeinander lagern lassen, eingesetzt.

Diese Matten haben sich trotz ihres relativ hohen Gewichtes (Transportproblem) bewährt. Die Anwendungen dieser Abschirmung ist in Bild 8 dargestellt.

Desgleichen haben sich wiederum mobile Spezialabschirmungen bewährt; zum Beispiel mobile Stellwände, Betonsteine und mobile Stahlbehälter, die mit Betonsteinen gefüllt sind (Bild 9), Abschirmdeckel für den Reaktordruckbehälter aus Stahl (Bild 10) sowie mit Bleigranulat gefüllte Blechbehälter für die TH-Pumpen.

Transportbehälter

Als eine Biblis-typische Maßnahme ist schließlich noch der Transportcontainer zu erwähnen. Da in Biblis zwei getrennte Kontrollbereiche für beide Blöcke vorhanden sind, finden häufig innerbetriebliche Transporte mit kontaminiertem Material zwischen den Blöcken statt.

Anstelle vieler Kleintransporte mit langwierigem Verpacken kann der Transport der Gegenstände als Sammeltransport im Container stattfinden, wobei der Container die Verpackung darstellt. Wegen der beschränkten Durchfahrthöhe der Materialschleuse handelt es sich um einen in der Höhe reduzierten Normcontainer, der sowohl von vorn als auch von oben beladbar ist. Bild 11 zeigt den Container in der Materialschleuse.

Sanierung der Hauptkühlmittelpumpen Revision A 1980 als Beispiel für die Anwendung dosisreduzierender Maßnahmen

Technisches Konzept

Nachdem bei der Revision A 1978 erneut Schraubverbindungen an den Pumpen gelockert waren, wurde beschlossen, die Pumpen auf den Planungszustand Biblis B und Folgeanlagen zu bringen, um in Zukunft weitere umfangreiche Reparaturmaßnahmen zu vermeiden.

Die Maßnahmen bestanden hauptsächlich in der Reduzierung der Schraubverbindungen und einer Verbesserung der Wärmeübergänge in bestimmten Bereichen der Pumpe.

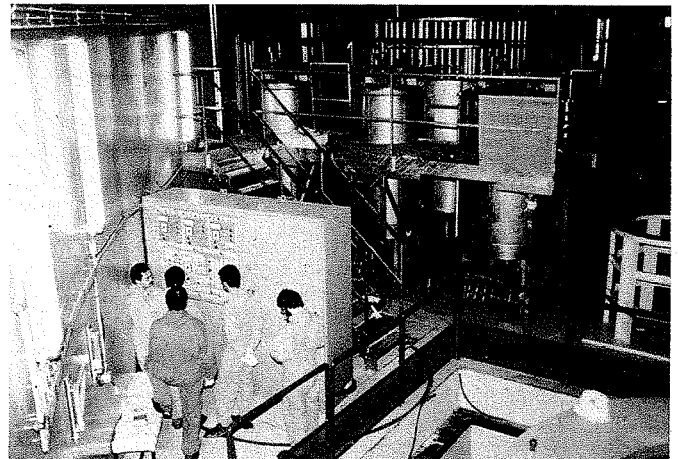


Bild 13: Steuerschrank und Chemikalienansetz- und Vorratsbehälter der Dekonteinrichtung

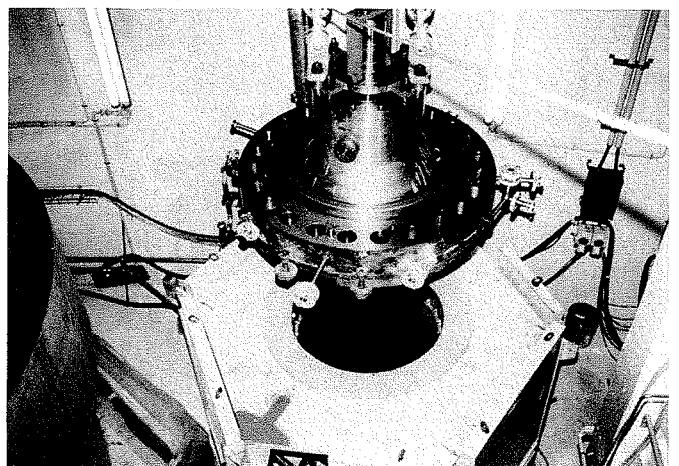


Bild 14: Dekontbehälter mit Abschirmung und Hauptkühlmittelpumpe

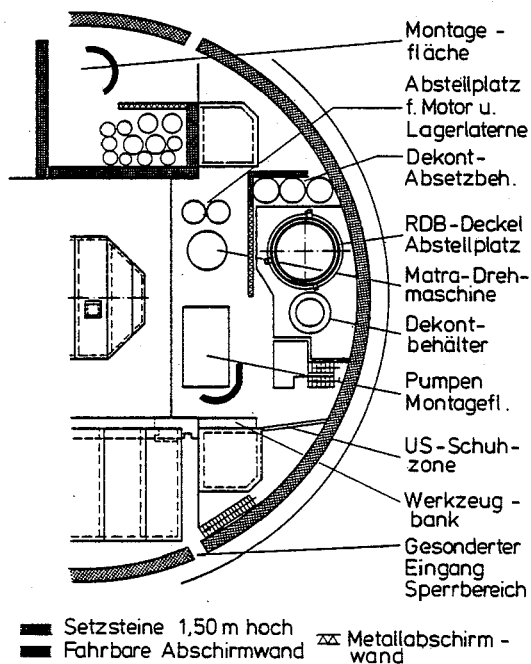


Bild 15: Baustelleneinrichtung + 27 m

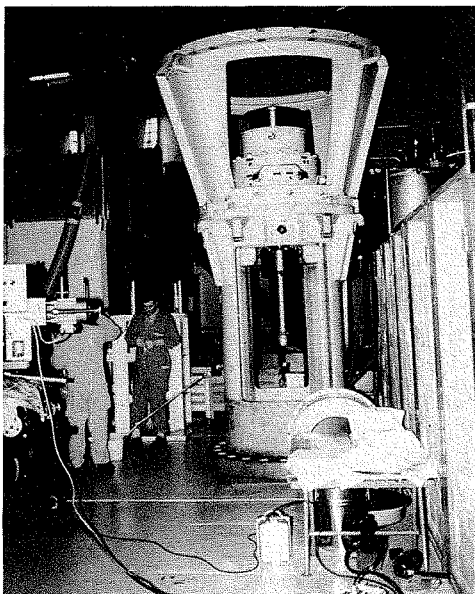
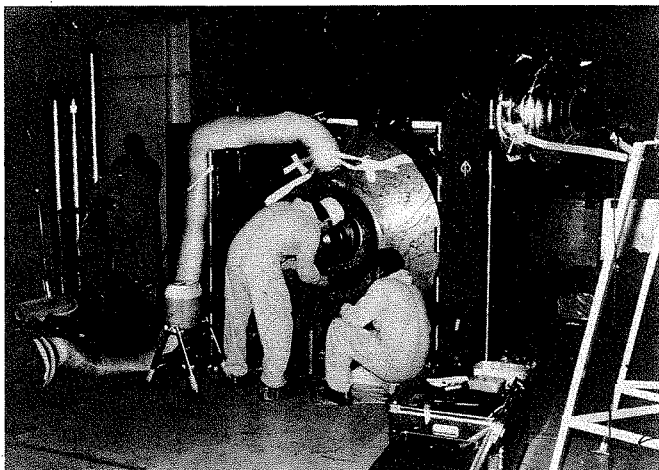


Bild 16: Arbeitsbereich

Bild 12 zeigt die Pumpen im Zustand vor der Sanierung. Aus Bild 12 ist der Umfang der zu verschrottenden Pumpeneinbauten (schwarz unterlegt) sowie die Dosisleistung an den Einbauten ersichtlich.

Reparaturablaufplan

Zur Durchführung der Reparaturen wurde ein detaillierter Arbeitsablaufplan erstellt, der im Laufe der weiteren Planung immer wieder verfeinert wurde und alle wichtigen Arbeitsschritte enthielt. Bei dieser Bearbeitung wurde das benötigte Werkzeug und die Abschirmungen, die bereits aus vorangegangenen Revisionen vorhanden waren, listenmäßig erfaßt. Bis auf den Ausbau der Leitapparate waren alle Arbeitsvorgänge bereits 1976 und 1978 in Block A sowie 1979 in Block B durchgeführt worden [5], so daß die Planung auf Erfahrungswerten anstelle von reinen Schätzwerten aufbauen konnte. Eine Dekontamination des Pumplaufzeuges und der Einbauten war wegen der zu erwartenden Dosisleistungen von etwa 50 R/h unbedingt erforderlich [6].

Dekontamination

Die chemische Dekontamination – ein Zweistufenverfahren der KWU – hat sich im wesentlichen bewährt. Es wurden für die Hauptkühlmittelpumpen Dekontaktoren von etwa 20 bis 90 erreicht. Die 1976 kurzfristig gebaute Dekonteinrichtung war jedoch als nicht optimal anzusehen. Für derartige umfangreiche Maßnahmen wurde beschlossen, eine neue optimierte Dekonteinrichtung zu beschaffen (Bild 13): Steuerschrank und Chemikalienansetz- und Vorratsbehälter der Dekonteinrichtung, (Bild 14): Dekontbehälter mit Abschirmung und Hauptkühlmittelpumpe.

Folgende Verbesserungen wurden durchgeführt:

- Das Laufzeug mit einem Gewicht von 35 t kann auf dem Dekontbehälter abgesetzt werden.
- Das Laufzeug ist gegen den Dekontbehälter spritzwasserdicht abgedichtet.
- Der Dekontbehälter ist allseitig mit 10 cm dicken Stahlplatten, die leicht demontierbar sind, abgeschirmt.
- Ventile, Probenahme, Pumpen sind leicht zugänglich und sinnvoll zusammengefaßt.
- Der Dekontbehälter ist auf der Innenseite vollkommen glatt ausgebildet und enthält leicht demontierbare Heizstäbe.
- Die Dekontchemikalien können in Vorrats- und Ansetzbehälter jeweils zurückgefahren werden und brauchen nicht verworfen zu werden.
- In den Vorratsbehältern können die Chemikalien zur Zeitersparnis vorgeheizt werden.
- Die Dekontamination von unzugänglichen Stellen konnte durch den Einsatz von Sprühhelmen verbessert werden.
- Zur Unterstützung der chemischen Dekontamination wurde eine mechanische Reinigung mittels Ultraschall eingebaut.
- Die gesamte Einrichtung ist zerlegbar in komplette Bauteilgruppen.
- Die Dekonteinheit ist von einem zentralen Steuerschrank aus bedien- und überwachbar.

Baustelleneinrichtung

Aufbauend auf den Erfahrungen wurden zwei getrennte Arbeitsplätze eingerichtet. Diese Arbeitsplätze waren von den übrigen Revisionstätigkeiten weitgehend abgegrenzt und konnten nur über separat kontrollierte Zugänge betreten werden. Hierdurch konnte eine besonders gute Dosiskontrolle und strahlenschutzmäßige Überwachung gewährleistet werden:

- Arbeitsplatz + 12 m Anlagenräume. Hier fanden folgende Tätigkeiten statt:
 - alle vorlaufenden Tätigkeiten zum Ziehen der Pumpaufzeuge,
 - Arbeiten im Pumpengehäuse,
 - Demontage und Ziehen der Einlaufdüse,
 - Demontage und Ziehen der Leitapparate,
 - Einbau in umgekehrter Reihenfolge;
- Arbeitsplatz auf + 27 m (Deckelabstellplatz):
 - Dekontamination des Laufzeuges und verschiedener Einzelteile,
 - Abziehen des Laufrades,
 - Ziehen der Welle,
 - Demontage und Bearbeitung der Dichtungsgehäuse sowie weiterer Bauteile,
 - Zusammenbau der Laufzeuge,
 - Lagerung der zu verschrottenden Pumpenteile auf +31 m auf einer geeigneten Abstellfläche.

Bild 15 zeigt die Baustelleneinrichtung auf + 27 m. Die Bilder 16 und 17 geben einen Einblick auf Arbeiten in diesem Bereich wieder.

Personaleinsatz

Für alle beteiligten RWE-Abteilungen und Fremdfirmen lagen Schichtpläne vor. Insgesamt wurden 299 Mann Personal eingesetzt.

Folgende Abteilungen und Fremdfirmen kamen zum Einsatz:

RWE-Abteilung	Fremdfirmen
Technik Maschinen	KSB, Pumpenhersteller
Instandhaltung Elektrik	KWU, Dekontverfahren
Instandhaltung Regelung	Turco ENi, Dekontapparat
Instandhaltung Maschinen	
Dekontamination	
Chemie	
Strahlenschutz	

Alle Probleme wurden von einem Koordinator der Abteilung Instandhaltung bearbeitet. Für den Bereich Strahlenschutz war eine ständige Überwachung auf + 12 m und auf + 27 m vorhanden sowie gleichfalls ein Koordinator, der für die gesamte Strahlenschutz-Planung und -Abwicklung zuständig war. Ebenso war ein Koordinator für Chemieprobleme eingesetzt.

Daß für diese Tätigkeiten qualifiziertes Personal eingesetzt wurde, ist selbstverständlich. Nach Möglichkeit wurde auch erfahrenes Personal, also „alte Hasen“, zum Einsatz gebracht.

Besondere Einzelmaßnahmen

Im folgenden werden weitere Einzelmaßnahmen aufgelistet, die direkt oder indirekt zur Dosisminimierung beigetragen haben:

- Um unabhängig vom Rundlaufkran tätig werden zu können, wurden für alle Pumpen Konsolkräne installiert.
- Dekontabwässer werden nicht über den Sumpf, sondern über eine gesonderte Schlauchleitung direkt in die Konzentratlagerbehälter eingeleitet. Da die abgelöste Aktivität etwa 56 Ci betrug, wurde durch diese Maßnahme eine Kontamination der Sümpfe vermieden.
- Die Konzentratlagerbehälter wurden mit einer Jodrückhaltevorrichtung ausgerüstet, um eine Freisetzung von Jod beim Einleiten der Dekontabwässer zu verhindern.

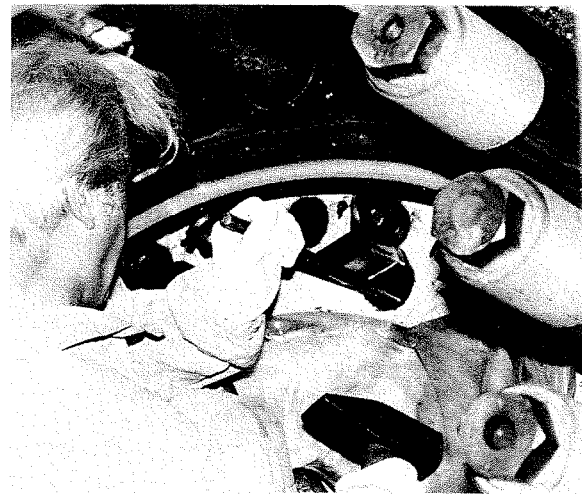


Bild 17: Reparaturarbeiten an Schraubverbindungen im Gehäuse



Bild 18: Absaugvorrichtung an einem Gehäuse

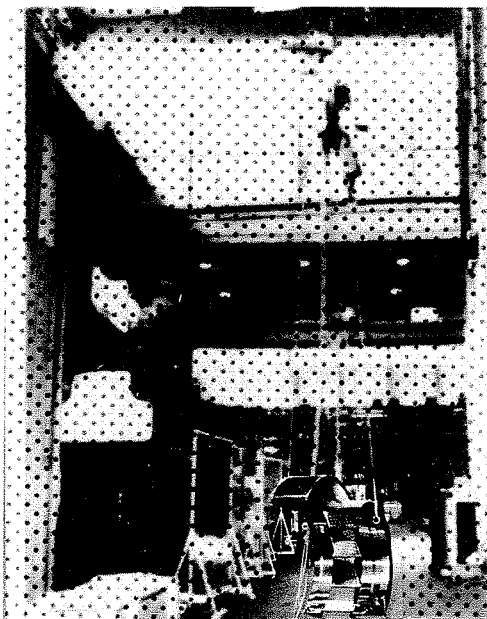


Bild 19: Gehänge zum Ziehen der Leitapparate beim Einsatz zum Trockentraining

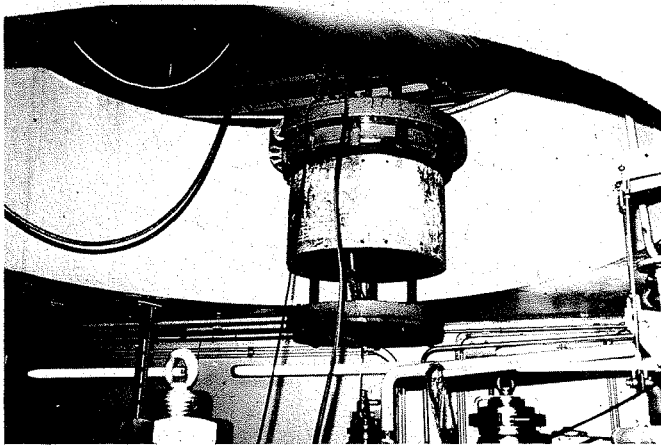


Bild 20: Abschirmtopf für Pumpengehäuse

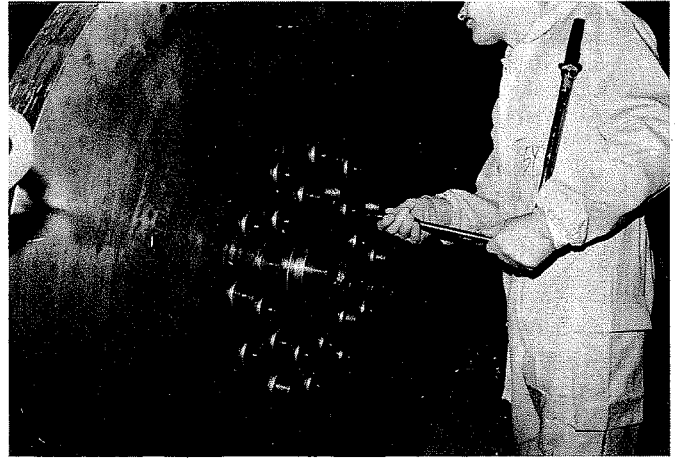


Bild 21: Abschirmscheibe zum Lösen von Schraubverbindungen

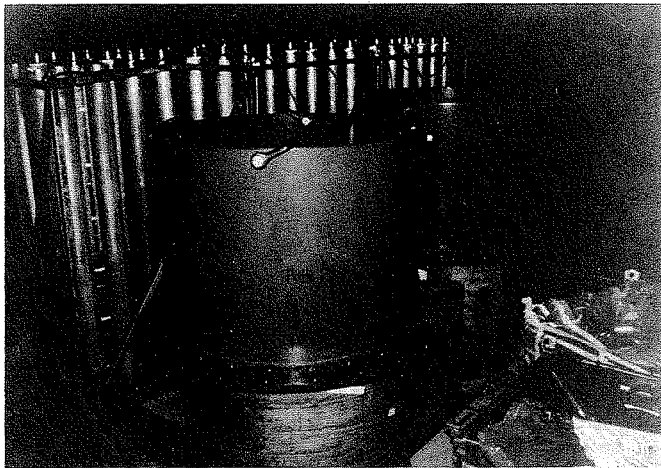


Bild 22: Abschirmtopf zum Aufsetzen auf das Pumpengehäuse

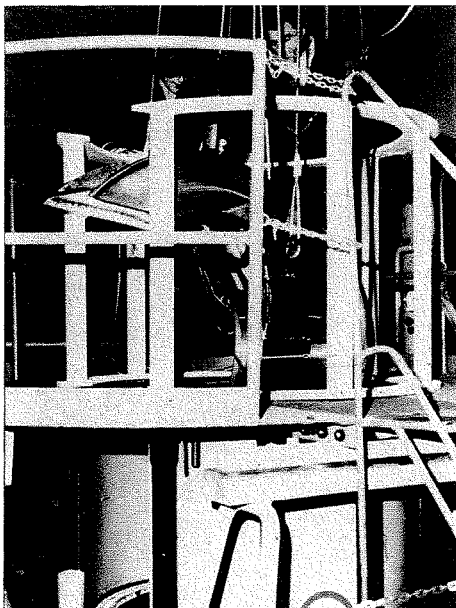


Bild 23: Training zum Ziehen der Leitapparate, Nachbildung des Abschirmtopfes und der Arbeitsbühne

- Für das Umhängen der Pumpenteile und das Abhängen im Zwischenlager wurden Anweisungen erstellt.
- In die Pumpengehäuse wurden Absaugungen eingebracht, um Jod- und Aerosolfreisetzung zu vermeiden (Bild 18).
- Für das Eindrehen einer Nut in die Dichtungsgehäuse wurde eine Aerosolabsaugung installiert.
- Zum Ausbau der Leitapparathälften müssen die Leitapparathälften nach Lösung des Halteringes zunächst abgesenkt und dann um 90° zur Einbauebene gekippt werden. In dieser Ebene muß zusätzlich beim Ziehen eine Drehung erfolgen. Hierzu muß zusätzlich ein spezielles Gehänge gebaut werden. Bild 19 zeigt das Gehänge beim Einsatz während des Trainings.
- Von den Arbeitsplätzen wurden regelmäßig Dosisleistungs- und Kontaminationsprofile aufgenommen. Hierdurch konnten Kontaminationen wirksam beseitigt sowie strahlende Teile wirksam abgeschirmt werden; wo dies nicht möglich war, konnte sich das Personal optimal auf die Verhältnisse einstellen.

Spezialabschirmungen

Ein Teil der Spezialabschirmungen war schon von früheren Reparaturphasen vorhanden:

- Abschirmtopf zum Einsatz in das Pumpengehäuse. Boden und Deckel sind mit Bohrungen versehen, so daß durch diese Bohrungen Schraubverbindungen kontrolliert und gelöst werden können (Bild 20).
- Abschirmplatte zum Aufsetzen auf die Pumpenwelle. Durch Bohrungen in dieser Scheibe können die Schraubverbindungen kontrolliert und gelöst werden (Bild 21).

Zusätzlich wurden für die Tätigkeiten während der Revision Block A 1980 folgende Abschirmungen gefertigt:

- Lagerbehälter für Laufräder,
- Abschirmtopf zum Aufsetzen auf das Pumpengehäuse (Bild 22). Dieser Abschirmbehälter erfüllt mehrere Funktionen:
 - Der Abschirmbehälter besitzt eine Ausbuchtung zum Ziehen der Leitapparathälfte. Die Abschirmung erfolgt durch Fluten mit Wasser.
 - Abschirmaufsatz zur Abschirmung der Person, die den Leitapparat beim Ziehen führt.
 - Arbeitsbühne beim Ziehen des Leitapparates.

Training des Personals für das Ziehen der Leitapparathälfte

Da das Ziehen der Leitapparathälften einen technisch schwierigen Prozeß darstellt und zur Vermeidung von Stoßbeschädi-

gungen äußerst vorsichtig durchzuführen ist, wurde ein Training unbedingt erforderlich.

Das Training des Personals war auch wegen der auftretenden Dosisleistung notwendig. Der Erfolg zeigte sich später bei der Ausführung der Tätigkeit durch ein ruhiges und gelassenes Auftreten des Personals. In Bild 23 wird eine Phase des Trainingsprogramms gezeigt. Bild 24 zeigt eine wesentliche Phase beim Ziehen einer Leitapparathälfte. Alle Arbeitsvorgänge wurden mehrfach geübt und optimiert. Ein Abschlußtraining fand im Beisein des Strahlenschutzes statt.

Soll-Ist-Vergleich

Nach Erfolg des Abschlußtrainings und Vorliegen der endgültigen Arbeitsablaufpläne wurde durch den Strahlenschutz eine Bewertung der Arbeitsschritte hinsichtlich der zu erwartenden Kollektivdosis durchgeführt (Soll-Dosis). Zugrunde gelegt wurde der Mannstundenaufwand der Arbeitsablaufpläne und die Dosisleistungen nach Abschirmung und Dekontamination. Es wurde eine Kollektivdosis von 140 rem erwartet. Ergeben hat sich eine Dosis von 113,5 rem. Bemerkenswert ist, daß die Kollektivdosis beim Umbau der Pumpen YD 30 und 40 aufgrund der bei den zeitlich vorgelaufenen Umbauarbeiten der Pumpen YD 10 und 20 gemachten Erfahrungen um 12,5 rem reduziert werden konnte. Da eine Aufgliederung der Kollektivdosen auf bestimmte Tätigkeiten dadurch erschwert wurde, daß von einer Person in diesem Bereich mehrere Tätigkeiten durchgeführt wurden, wurde die Kollektivdosis jeweils für einen Arbeitstag ermittelt.

Diese Soll-Vorgabe wurde während des Ablaufes der Tätigkeiten ständig mit den Ist-Werten verglichen [7]. In Bild 25 ist der Soll-Ist-Vergleich graphisch dargestellt. Die Tätigkeiten eines Tages (21. 03. 1980) sind exemplarisch aufgeführt. Er zeigt, daß die Tätigkeiten planungsgemäß abliefen und die Strahlenschutzüberwachung optimal funktionierte.

Zusammenfassung

Die Ausführung dieser umfangreichen Reparaturmaßnahme an den Hauptkühlmittelpumpen zeigt, daß derartige Maßnahmen bei entsprechender Planung trotz hoher Dosisleistungen (50 bis 70 R/h) mit niedrigen Kollektiv- und Individualdosen durchgeführt werden können. Für die Reparatur der Hauptkühlmittelpumpen YD 10/20 fanden insgesamt 1600 Begehungen der kontrollierten Sperrbereiche statt; daraus ergibt sich pro Begehung eine mittlere Dosis von 37 mrem. Bei insgesamt 299 Mann eingesetztem Personal ergibt sich eine mittlere Individualdosis von 380 mrem pro Person.

Dieses Ergebnis ist nur erzielbar, wenn alle Beteiligten konsequent für die Idee „so niedrig wie möglich“ eintreten und über ein hohes Maß an Erfahrung verfügen. Diese Aussage gilt um so mehr für routinemäßige Reparaturen, da hier nicht der Streßfaktor der hohen Dosisleistung auftritt. Um es nochmals zu wiederholen: „Strahlenschutz geht alle an“. Viel Erfahrung, gepaart mit guter Planung, ist der Schlüssel zum Erfolg.

Bildnachweis: Bild 19, 23, und 24: KSB AG, Frankenthal (Pfalz)

Schrifttum

[1] Verordnung über den Schutz vor Schäden durch ionisierende Strahlen. Strahlenschutzverordnung. 13. Oktober 1976 (BGBl. I S. 2905)

[2] Ilary, O. und L. F. Franzen: Entwicklung der Strahlenbelastung in Kernkraftwerken der OECD-Mitgliedsstaaten. Tagung über die bei der Auslegung und beim Betrieb getroffenen Vorkehrungen zur Senkung der Strahlenbelastung in Kernkraftwerken mit Leichtwasserreaktoren, Paris, 12. bis 14. 12. 1979

[3] Ambros, R., D. H. Kallmeyer, S. Kausch, W. Kaut und H. J. Schroeder: Dosisbelastung bei der Durchführung von Arbeiten im Kontrollbereich des Kernkraftwerkes Biblis, Block A. Reaktortagung, Hannover, 4. 4. bis 7. 4. 1978, Herausgeber DATF, KTG, ZAED, Januar 1978, S. 947

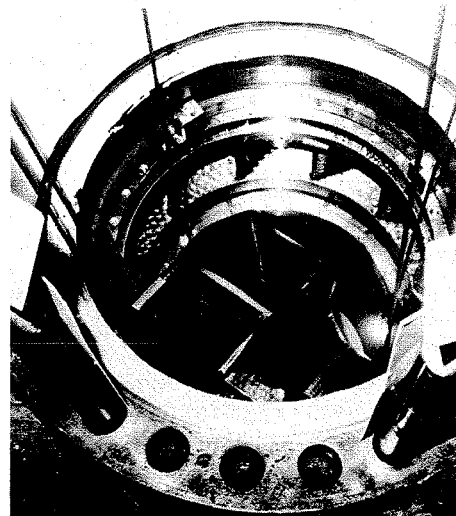


Bild 24: Ziehen der Leitapparathälfte beim Training

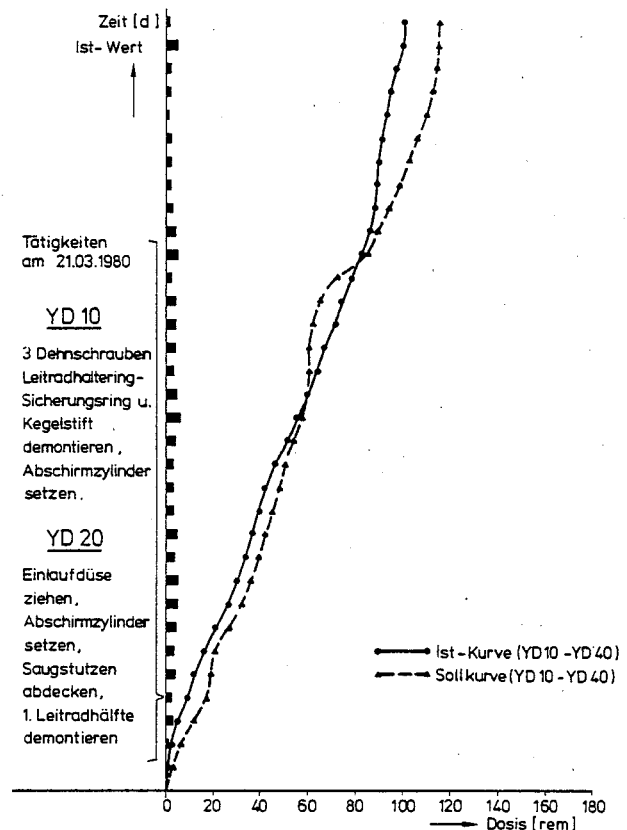


Bild 25: Soll-Ist-Vergleich

[4] Kallmeyer, D., R. Ambros, H. J. Schroeder, S. Kausch: Dosisbelastung bei der Durchführung von Arbeiten im Kontrollbereich des Kernkraftwerkes Biblis, Block A 1977. EUR 6086 DE 1978

[5] Schroeder, H. J. und R. Ambros: Hauptkühlmittelpumpen-Reparaturen in DWR aus Strahlenschutzsicht. Tagung über die bei der Auslegung und beim Betrieb getroffenen Vorkehrungen zur Senkung der Strahlenbelastung in Kernkraftwerken mit Leichtwasserreaktoren, Paris, 2. bis 14. 12. 1979

[6] Paffrath, G. und R. Ambros: Aktivierungsprodukte und Dosisleistung am Beispiel des Kernkraftwerkes Biblis, Block A. VGB Kraftwerkstechnik 60 (1980), Heft 2, S. 121/4

[7] Schroeder, H. J., R. Ambros und W. Heinze: Betrachtung zu Kollektivdosen im Kernkraftwerk Biblis. Atomenergie und Kerntechnik (1980), zur Veröffentlichung

Diskussion

H. Dilger (KfK):

Wie führen Sie die Aktivitätsüberwachung der Atemluft durch und welche Arbeiten mußten unter Atemschutz durchgeführt werden?

R. Ambros (RWE-BV Biblis):

Beim Ziehen des Pumpenlaufzeuges wurden die radioaktiven Edelgase direkt mit Monitoren gemessen.

Jod und Aerosole wurden auf Filtern mittels Staubprobensammlern angereichert. Die Filter wurden anschließend im Labor ausgewertet.

Die Arbeit beim Ziehen der ersten Pumpe wurde bis zum Vorliegen dieser Meßergebnisse unterbrochen.

Während des weiteren Arbeitsfortschrittes wurden sowohl mehrfach Kontrollmessungen als auch gezielte Messungen bei bestimmten Arbeitsschritten auf Jod und Aerosole durchgeführt.

führt. Tätigkeiten unter Atemschutz mußten nur beim Drehen einer Nut in das Dichtungsgehäuse der Pumpe ausgeführt werden, und zwar mit Aerosolmasken.

Das Tragen von Atemschutzgeräten ist in Biblis abhängig von MZK-Werten, die aus der Strahlenschutzverordnung abgeleitet wurden.

G. Möllmann (BBR Mannheim):

Haben Sie die gleiche Anzahl an trainiertem Personal wie an Reparaturpersonal, oder haben Sie Reservepersonal vorgesehen?

R. Ambros (RWE-BV Biblis):

Das gesamte in Biblis eingesetzte Reparaturpersonal des Pumpenherstellers war trainiert.

Damit war ausreichend Reserve vorhanden, um die Reparatur durchführen zu können.

Stand und Verbesserungsmöglichkeiten der Rückhaltung luftgetragener radioaktiver Stoffe

Von J. G. Wilhelm¹⁾

Kurzfassung

Die Anforderungen an die Abluft- und Umluftfilter bei bestimmungsgemäßem Betrieb und bei Störfällen werden beschrieben, die Grenzen ihres Einsatzbereiches angegeben.

Die Ergebnisse der Überwachung von Jod-Sorptionsfiltern durch Vor-Ort- und Laborprüfungen werden wiedergegeben und in Hinsicht auf die erreichbaren Abscheidegrade unter besonderer Berücksichtigung der Alterung und Umgebungsbelastung diskutiert. Auf Maßnahmen zur Ertüchtigung von Filtern wird verwiesen.

Für Unfälle mit Kernschmelzen werden erste Überlegungen zur Druckbegrenzung im Sicherheitsbehälter durch Abblasen über Filterstrecken wiedergegeben.

Abstract

The operational conditions for exhaust air and recirculating air filters of LWR power plants are described and the limitations for their use are indicated.

The results are given for surveillance tests of iodine sorption filters, consisting of in-place tests and laboratory tests. The removal efficiencies, which are reduced by aging, are discussed with a view to the environmental burden from airborne radiiodine.

Reference is made to measures for the improvement of filter systems.

First considerations are given to control the pressure build up in the containment during core melt down accidents by means of a vented filter containment.

Einleitung

Radioaktive Stoffe können in Luft und Abgasen als Schwebstoffe in Form von Tropfen- und Feststoffaerosolen sowie als Dämpfe und Gase auftreten. Zur Reduzierung ihrer Abgabe dienen Maßnahmen zur:

- Verringerung der Quellstärke am Entstehungsort (zum Beispiel durch den Einbau von Absperrarmaturen bzw. Lüftungsklappen oder Verkürzung von Schließzeiten, Durchflußbegrenzung zur Verminderung von möglichen Leckagen bei Brüchen an Rohrleitungen sowie erhöhte Reinigungsraten für das Primärkühlmittel).
- Verringerung der Volumenströme von Abluft und Abgasen (zum Beispiel durch Übergang zu höheren Umluftanteilen für Kühlung, Trocknung und Reinigung).
- Filterung oder anderweitigen Abscheidung aus Abluft, Umluft und Abgasen.

Hauptthema dieses Beitrages ist die Abscheidung von radioaktiven Stoffen aus Abluft und Abgasen.

Um innerhalb kerntechnischer Anlagen eine unkontrollierte Ausbreitung von luftgetragener Radioaktivität einzuschränken, wird in Räumen des Kontrollbereiches möglichst eine gerichtete Luftströmung und Unterdruckstaffelung aufrecht erhalten, so daß die Luft aus Bereichen mit geringem zu denen mit höherem Kontaminationspotential strömt. Die Anzahl der Luftwechsel beeinflußt bei gegebener Freisetzung unmittelbar die Aktivitätskonzentration der Raumluft, das gleiche gilt für ihre Belastung durch Wärme und Feuchte. Hohe Luftwechselzahlen bedingen hohe Abluftvolumenströme. Durch Umluft-Filterung, -Kühlung und -Entfeuchtung kann die Raumluftbelastung herabgesetzt werden, ohne die Abluftmenge zu erhöhen.

1) Dipl.-Chem. J. G. Wilhelm, Kernforschungszentrum Karlsruhe GmbH, Laboratorium für Aerosolphysik und Filtertechnik

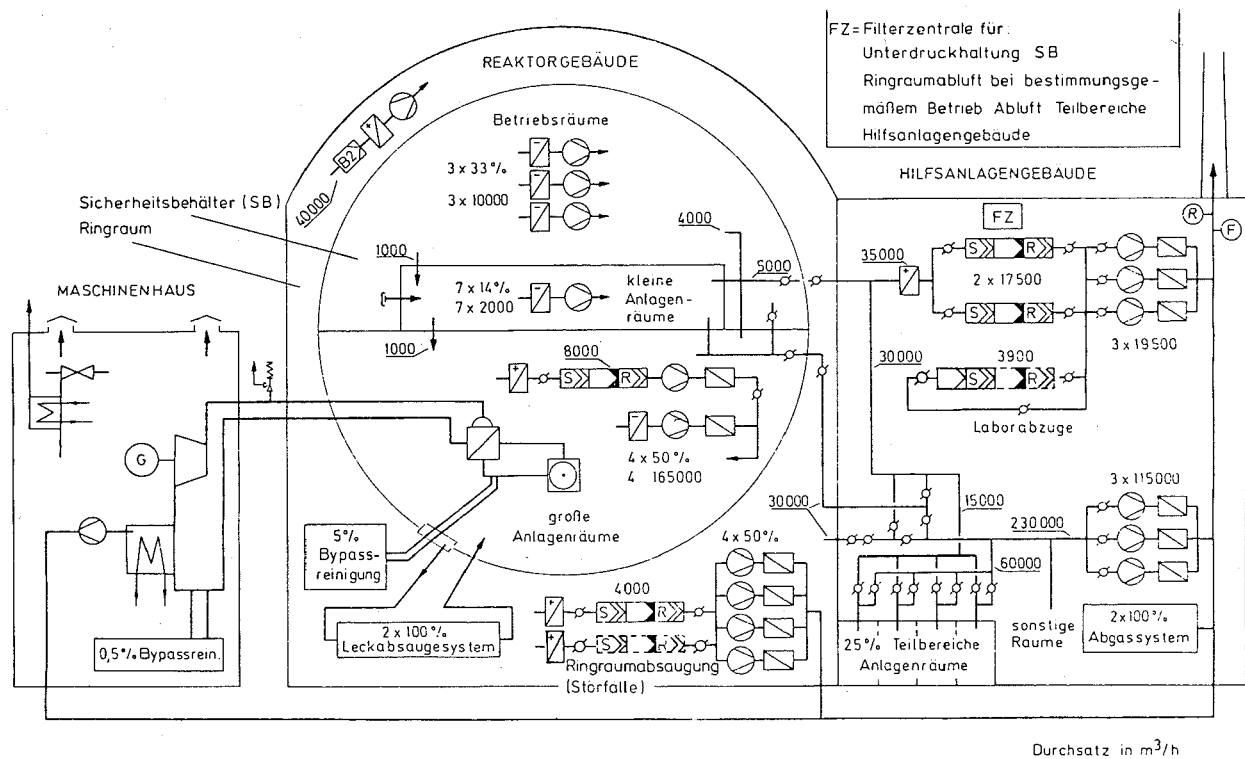


Bild 1: Rückhaltung von Jod an Kernkraftwerken mit Druckwasserreaktor

Eine Unterdruckhaltung in Räumen des Kontrollbereiches ist ebenfalls zum Schutz der Umgebung wegen unvermeidlicher Gebäudeleckagen unumgänglich. Die gezielte Abgabe der anfallenden Abluft über Filtersysteme und Kamin kann die Umgebungsbelastung, verglichen mit einer ungefilterten Abgabe über Gebäudeöffnungen und Leckagen, um eine Vielzahl von Größenordnungen reduzieren.

Die genannten Gesichtspunkte und die Notwendigkeit zur Belüftung von begehbaren Räumen bestimmen die Auslegung der Lüftungsanlagen im kerntechnischen Bereich und die auf Frischluft- und Umluftbetrieb entfallenden Anteile der insgesamt zu fördernden Luftmengen. Weiter spielen spezifische Anforderungen des Filterbetriebes eine wesentliche Rolle. So setzen große Abluftvolumenströme große Abluftfilter voraus, die, verglichen mit Umluftfiltern, höhere Dekontaminationsfaktoren gewährleisten müssen. Da die Einsatzdauer der Filter in der Regel durch die Beaufschlagung mit inaktiven Stoffen begrenzt wird, werden die Abluftströme aus Raumbereichen mit einem Kontaminationspotential, das eine kontinuierliche Abluftfilterung erfordert, möglichst niedrig gehalten und von anderen getrennt.

Abluft aus Räumen, in denen nennenswerte Raumluftkontaminationen nur unter besonderen Bedingungen auftreten können, wie zum Beispiel in Ringräumen und im Hilfsanlagengebäude eines Druckwasserreaktors (DWR), wird nur bei Bedarf gefiltert.

Zur Rückhaltung luftgetragener radioaktiver Stoffe werden sowohl in Kernkraftwerken (KKW) als auch Wiederaufarbeitungsanlagen (WA) Schwebstoff- und Jod-Sorptionsfilter benutzt. Darüber hinaus ist in KKW der Einsatz von Aktivkohle-Verzögerungsstrecken zur verzögerten und damit reduzierten Abgabe von radioaktiven Edelgasen üblich. Für WA ist eine Abscheidung des langlebigen ^{85}Kr ($T_{1/2} = 10,7 \text{ a}$) sowie eine ^3H -Abscheidung geplant.

Der größte Anteil der insgesamt allerdings sehr geringen Umgebungsbelastung von KKW im Normalbetrieb kommt durch die Abgabe von Radiojod zustande; Edelgase und Aerosole

spielen eine geringere Rolle. Für die Umgebungsbelastung durch WA wären in der Reihenfolge der Bedeutung (bei ungefilterter Abgabe) zu nennen: radioaktive Aerosole, ^{129}I , Tritium, ^{85}Kr und ^{14}C .

Abluft- und Umluftfilterung im Normalbetrieb am Beispiel des DWR-Lüftungskonzeptes

Die Filterstrecken bestehen aus Anordnungen von Schwebstoff- und Jod-Sorptionsfiltern, sind häufig mit Lufterhitzern zur Absenkung der relativen Luftfeuchte und mit Tropfenabscheidern ausgestattet. Hauptquelle für den Anfall luftgetragener Radioaktivität sind während des Leistungsbetriebes die Komponenten des Primärkühlmittelkreislaufes, die unter hoher Temperatur und Druck stehen. Diese befinden sich in den Anlagenräumen des Reaktorsicherheitsbehälters. Die Anlagenräume werden gegenüber den ebenfalls im Sicherheitsbehälter befindlichen Betriebsräumen und der gesamte Sicherheitsbehälter gegenüber den Ringräumen des Reaktor Gebäudes auf Unterdruck gehalten. Zur Druckstaffelung sind Differenzdrucke von jeweils wenigen mmWs erforderlich.

Die Abluft aus den Anlagenräumen wird kontinuierlich über die Filteranlage der Unterdruckhaltung des Sicherheitsbehälters abgesaugt. Auf Unterschiede, die sich in den Lüftungsanlagen im Laufe der Jahre ergeben haben, kann hier nicht im einzelnen eingegangen werden, jedoch sei erwähnt, daß die Volumenströme, die über Jod-Sorptionsfilter geleitet werden, größer wurden und bei den DWR-Anlagen ab Philippsburg II zusätzlich auch eine Iodfilterung der Abluft der Ringräume beim bestimmungsgemäßen Betrieb und von Raumbereichen des Hilfsanlagengebäudes möglich ist. Ältere Anlagen sind zum Teil mit Bedarfsfilteranlagen, die eine Iodabscheidung aus der Abluft entsprechender Räume und aus der Spülluft des Sicherheitsbehälters ermöglichen, nachgerüstet worden. Für die Raumbereiche des Sicherheitsbehälters sind bei allen Anlagen zusätzlich eine oder zwei Umluftfilteranlagen vorhanden. Bild 1 gibt das Lüftungsschema eines modernen, noch nicht in Betrieb genommenen

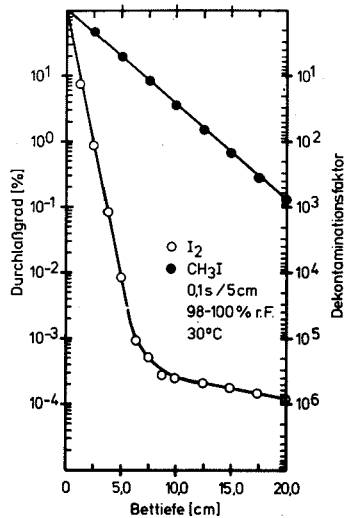


Bild 2: Abscheidung von ^{131}J in Form von J_2 und CH_3J an der Aktivkohle SS 207B-KJ (5–10 mesh)

KKW mit DWR wieder. Die neuen Siedewasserreaktoren zeigen ein weitgehend entsprechendes Lüftungsschema.

Der Zustand der Filterzuluft von Umluft- und Abluftfilteranlagen entspricht den Bedingungen in der angesaugten Raumluft und liegt beim bestimmungsgemäßen Betrieb von LWR-KKW gewöhnlich bei Temperaturen $< 40^\circ\text{C}$ und bei relativen Luftfeuchten $< 70\%$. Druckstöße bzw. extreme Änderungen des Durchsatzes, die zu einer Gefährdung der Filter führen können, sind nicht zu erwarten. Die heute zur Verfügung stehenden Schwebstoff- und Jod-Sorptionsfilter liefern unter diesen Bedingungen hohe Abscheidegrade. Als untere Grenze für die Schwebstoff-Filterung kann ein Abscheidegrad von 99,9 % angenommen werden, allerdings sei darauf hingewiesen, daß die quantitative Prüfung und Wiederholungsprüfung der Schwebstofffilter im eingebauten Zustand in der Bundesrepublik Deutschland noch nicht Stand der Technik ist und zum Teil durch andere, weniger aussagekräftige Prüfverfahren ersetzt wird. Da eine Reihe von quantitativen Vor-Ort-Prüfverfahren zur Verfügung steht (NaCl-Test, Uranin-Test, Messung mit Partikelzähler), sollte dies ohne Verzug geändert werden. Hier sind insbesondere die Genehmigungsbehörden und der TÜV aufgerufen.

Die Abscheideleistung der Jod-Sorptionsfilter, die mit imprägnierter Aktivkohle als Sorbens ausgestattet sind, ist von einer Vielzahl von Einflußgrößen abhängig. Abgesehen vom Zustand der Filterzuluft sind dies insbesondere die Art der dampfförmig auftretenden Jodverbindungen, die spezifische Abscheideleistung der eingesetzten Aktivkohlen und die Verweilzeit der zu reinigenden Abluft im Schüttvolumen des Aktivkohlebettes.

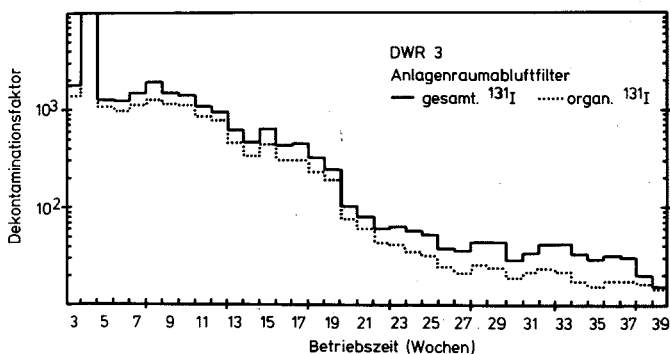


Bild 3: Dekontaminationsfaktor für ^{131}J als Funktion der Betriebszeit

Luftgetragenes Radiojod tritt in Kernkraftwerken in der Hauptmenge dampfförmig auf, und zwar vorwiegend in Form von elementarem Jod und organisch gebundenem Jod [1, 2]. Die Abscheidegrade eines Jod-Sorptionsfilters für diese Iod-Komponenten unterscheiden sich um Größenordnungen. Durch die Einführung von Aktivkohle-Schüttbettfiltern mit hoher Bettiefe (20 bis 50 cm) und die Entwicklung verbesserter, spezialprägnierter Aktivkohle (Bild 2) stehen Filterausführungen zur Verfügung, bei denen die Möglichkeiten von Leckagen auf ein Minimum reduziert wurden und Abscheidegrade von $> 99,9\%$ für Radiojod in organischer Form und von $> 99,99\%$ für Radiojod in elementarer Form mit Sicherheit erreicht werden.

Allerdings zeigen die Aktivkohlefilter im Dauerbetrieb einen Abfall der Abscheideleistung (Bild 3), vor allem gegenüber organisch gebundenem Radiojod, der auf die während des Betriebes unvermeidbare Beladung mit gasförmigen organischen Verbindungen (Lösungs-, Dekontaminations-, Schmiermitteldämpfe) und die Einwirkung von Oxidantien wie Ozon und Stickstoffoxide zurückzuführen ist. Tafel 1 zeigt die Ergebnisse von Messungen an Aktivkohlen aus Kontrollfiltern, die parallel zu den kontinuierlich beaufschlagten Iodfiltern der Unterdruckhaltung des Sicherheitsbehälters beladen wurden. Tafel 2 gibt die Ergebnisse von Vor-Ort-Prüfungen der Jod-Sorptionsfilter der Unterdruckhaltung des Sicherheitsbehälters wieder.

Der Abfall der Abscheidegrade ist sowohl von der Art und Konzentration der Filterschadstoffe als auch der Betriebsweise der Jod-Sorptionsfilter abhängig und kann wegen der qualitativ und quantitativ stark schwankenden Zusammensetzung der Filterschadstoffe in der zu reinigenden Luft nicht exakt vorausgesagt werden.

Aus den bisher vorliegenden Daten, die bei der Überwachung von Jod-Sorptionsfiltern der Unterdruckhaltung des Sicherheitsbehälters von DWR-KKW gewonnen wurden, lassen sich folgende Schlüsse ziehen:

- Der Abscheidegrad kontinuierlich beaufschlagter Aktivkohlefilter gegenüber organisch gebundenem Radiojod kann innerhalb von wenigen Monaten um Größenordnungen sinken. Ausreichende Einsatzzeiten können nur mit großen Bettiefen der Aktivkohle bzw. langen Verweilzeiten erreicht werden.
- Der Abscheidegrad von Aktivkohlefiltern gegenüber Radiojod in elementarer Form wird durch Schadstoffe in weit geringerem, in der Regel an Tiefbettfiltern nicht meßbarem Maße, beeinträchtigt.
- Bei neu in Betrieb genommenen Kernkraftwerken (starkes Ausdampfen von Lösungsmitteln aus Anstrichen und Kunststoffen) und während der Revision (erhöhter Umgang mit Dekontaminations- und Schmiermitteln) ist die Belastung der Aktivkohlefilter mit Schadstoffen am stärksten.

Umfangreiche Messungen an Aktivkohlen aus Jod-Sorptionsfiltern der Unterdruckhaltung zeigten, daß die in Anströmrichtung ersten Aktivkohleschichten am stärksten und schnellsten durch die Einwirkung von Filterschadstoffen geschädigt werden und die Abscheideleistung in den folgenden Schichten wesentlich langsamer absinkt. An Gegenmaßnahmen kommt unter den Bedingungen der Abluftfilterung in KKW nur die Voradsorption der Schadstoffe in Betracht, die am einfachsten durch Erhöhung der Bettiefe der Aktivkohle erreicht wird. Sie bietet gegenüber dem Vorschalten von separaten Aktivkohle-Vorfiltern mit nicht zur Radiojodabscheidung imprägnierter Aktivkohle zusätzlich den Vorteil einer von vornherein höheren Abscheideleistung. In neuerer Zeit wurden Gegenstromfilter entwickelt, die eine erneute Ausnutzung der für die Jod-Sorption nicht mehr genügend leistungsfähigen Aktivkohle zur Schadstoff-Vorabscheidung ermöglichen [3].

Tafel 1: Ergebnisse von Laborprüfungen an Kontrollfiltern (repräsentativ für die Jod-Sorptionsfilter der Unterdruckhaltung)
 Prüfbedingungen: Verweilzeit und Bettiefe während der Prüfung entsprechend den Originalfiltern
 Prüfmittel: $\text{CH}_3^{131}\text{J} + \text{CH}_3^{127}\text{J}$

Filter-Nr.	Verweilzeit (s)	A-Kohletyp	Abscheidegrad (η) mit frischer A-Kohle (%)	1. Kontrollfilter		2. Kontrollfilter	
				Einsatzdauer ¹⁾ (Monate)	η (%)	Einsatzdauer ¹⁾ (Monate)	η (%)
1	2,0 ²⁾	SS 207 B,KI 5 – 10 mesh	> 99,9999	6	99,984	A-Kohle gewechselt	
1	2,0 ²⁾	"	"	9	> 99,999	12	> 99,999
2	2,0 ²⁾	"	"	7	99,989	A-Kohle gewechselt	
2	2,0 ²⁾	"	"	9	> 99,999	12	> 99,999
1	1,0 ²⁾	"	"	6	> 99,997	13	99,11
1	1,0 ²⁾	"	"	7	91,8	10	89,7
2	1,0 ²⁾	"	"	6	98,8	A-Kohle gewechselt	
2	1,0 ²⁾	"	"	5	99,97	11	99,88
1	0,6 ³⁾	SS 207 B,KI 8 – 12 mesh	> 99,9999	7	98,2	A-Kohle gewechselt	
2	0,6 ³⁾	"	"	7	> 99,999	A-Kohle gewechselt	

- 1) Stand- und Betriebszeit
 2) Feuchtluft, 30 °C, 98 bis 100 % relative Feuchte als Fördermedium
 3) Feuchtluft, 30 °C, 70 % als Fördermedium

An dieser Stelle ist zu diskutieren, welcher Mindestabscheidegrad von den dauernd beaufschlagten Jod-Sorptionsfiltern der Anlagenraum-Unterdruckhaltung gewährleistet werden soll. Der entscheidende Gesichtspunkt sollte das Ausmaß der Reduzierung der Umgebungsbelastung sein.

Die zur Zeit gültigen Rechenmodelle für die Umgebungsbelastung durch Radiojod ergeben, daß die Ingestion (über den Weide-Kuh-Milch-Pfad) den weitaus größten Anteil zur Strahlenbelastung des Menschen beiträgt und die Aufnahme über Inhalation demgegenüber praktisch vernachlässigt werden kann. Der erste Schritt im Weide-Kuh-Milch-Pfad ist die Ablagerung von Radiojod an Weidepflanzen, die über fall-out und wash-out erfolgen kann.

In den „Allgemeinen Berechnungsgrundlagen“ [4] wird zur Berechnung der Ablagerung durch fall-out und wash-out für organisch gebundenes Radiojod eine um jeweils 100 niedrigere Proportionalitätskonstante als für Radiojod in elementarer Form angegeben. Daraus folgt, daß die Strahlenbelastung über den Ingestionspfad infolge der Abgabe von Radiojod in organischer Form um zwei Größenordnungen kleiner ist als bei Abgabe von elementarem Jod. Berücksichtigt man weiter, daß aus Kernkraftwerken ungefähr gleiche Anteile an elementarem und organisch gebundenem Radiojod abgegeben werden [5], wird deutlich, daß hohe und für längere Betriebsperioden schwer einzuhaltende Abscheidegrade für organisch gebundenes Radiojod zur Reduzierung der Umgebungsbelastung bei Normalbetrieb nur sehr wenig beitragen, auf der anderen Seite aber relativ kurze Einsatzzeiten der Aktivkohlefilter, hohen Prüfaufwand und den Anfall großer, leicht kontaminierter Aktivkohlemengen bedingen. Es erscheint daher nicht sinnvoll, für die Jod-Sorptionsfilter der Sicherheitsbehälter-Unterdruckhaltung die gleiche Abscheideleistung für organisch gebundenes Radiojod zu fordern wie für die Störfallfilter, die nur relativ kurzzeitig eingesetzt werden, für eine ungleich höhere Radiojod-Konzentration vorgesehen sind und eine erhebliche Belastung auch über den Inhalationspfad ausschließen müssen.

Der Verfasser schlägt vor, als Mindestabscheidegrad für die Jod-Sorptionsfilter der Unterdruckhaltung 90 % gegenüber organisch gebundenem Jod festzulegen.

Wirksame Verbesserungen bei Rückhaltung von Radiojod während des bestimmungsgemäßen Betriebes können durch

Filterung von bisher ungefilterten Abluftströmen erreicht werden, die zu einem wesentlichen Anteil zur Abgabe von Radiojod in elementarster Form beitragen. Hier ist bei den in Betrieb befindlichen Kernkraftwerken mit DWR vor allem die Abluft der Digestorien (Primärkühlmittel-Probenahme und Verarbeitung) und der Ringräume zu nennen. Zum Beispiel wäre während der 24 Wochen gemessenen Aktivitätsverteilung von Radiojodkomponenten in den verschiedenen Abluftströmen eines DWR bei Leistungsbetrieb durch Filterung der Digestorienabluft die Umgebungsbelastung durch Ingestion von Radiojod um einen Faktor von etwa 2,5 reduziert worden; über zwei Revisionsperioden gemessen wäre durch Filterung der Ringraumabluft ein Reduktionsfaktor von etwa 5 zu erreichen gewesen [5].

Tafel 2: Ergebnisse von Vor-Ort-Prüfungen an Filtern der Unterdruckhaltung des Sicherheitsbehälters (alle Prüfungen nach Füllung mit frischer Aktivkohle)
 Prüfmittel: $\text{CH}_3^{131}\text{J} + \text{CH}_3^{127}\text{J}$

Filter-Nr. ¹⁾	Prüfdatum	Verweilzeit (s)	Durchlässigkeit (%)
1	April 78	≈ 2,5	≤ 0,0004
1	Mai 79	≈ 1,3	≤ 0,0008
1	Juni 80	≈ 2,3	≤ 0,0006
2	April 78	≈ 2,5	≤ 0,0007
2	Mai 79	≈ 1,5	≤ 0,0006
2	Juni 80	≈ 2,3	≤ 0,0006
1	November 77	≈ 1,0	≤ 0,0003
1	Juli 79	≈ 1,3	≤ 0,0008
1	März 80	≈ 1,3	≤ 0,0007
1	August 80	≈ 1,3	≤ 0,0005
2	November 77	≈ 1,0	≤ 0,0003
2	August 78	≈ 1,3	0,0014
2	März 80	≈ 1,5	0,0012
1	April 79	≈ 0,6	≤ 0,0028
1	März 80	≈ 0,6	0,046 ²⁾
2	April 79	≈ 0,6	≤ 0,0029
2	März 80	≈ 0,6	≤ 0,0057

- 1) Zwei partielle Filterstrecken
 2) Leck in zulässiger Größe für Filter der Sicherheitsbehälter-Unterdruckhaltung

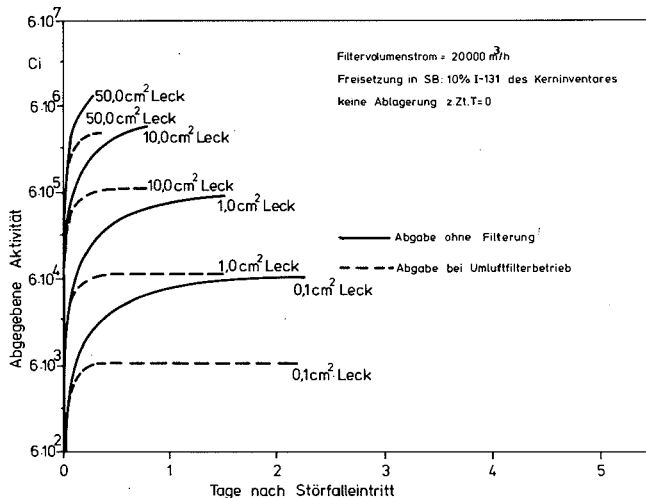


Bild 4: Aktivitätsfreisetzung in den Ringraum bei unterschiedlicher Leckgröße (nach [11])

Verbesserungen können weiter durch geeignete Filteranlagen für die Stopfbuchsabsaugung und die Reinigung von Schiebegasen erzielt werden. Im Laufe der letzten Jahre sind zum Beispiel Filterstrecken für Stopfbuchsabsauganlagen durch Maßnahmen zur Herabsetzung der Luftfeuchte in der Filterzuluft wesentlich ertüchtigt und zusätzliche Filter zur Reinigung von Schiebegasen eingebaut worden.

Die Abgasanlagen von Kernkraftwerken werden heute ausnahmslos mit Aktivkohleverzögerungsstrecken versehen. Diese können zwar nur für relativ kleine Volumenströme (üblich sind 5 bis 10 m³/h bei DWR, 30 bis 40 m³/h bei SWR) ausgelegt werden, bewirken aber eine erhebliche Senkung (bis herab zur Größenordnung des ⁸⁵Kr-Anteils) der abgegebenen Edelgas-Radioaktivität. Aktivkohleverzögerungsstrecken sind aufgrund der sehr hohen Verweilzeiten und der Abgastrocknung hervorragende Jod-Sorptionsfilter mit extrem hohen Abscheidegraden.

Umluft- und Abluftfilterung bei Störfällen von Kernkraftwerken

Kleinere Störfälle, die keinen Abschluß des Sicherheitsbehälters infolge des Anstieges von Druck und Temperatur zur Folge haben, führen in der Regel zu Raumluftzuständen, die von den Umluftfiltern im Sicherheitsbehälter und den Abluftfiltern der kontinuierlichen Unterdruckhaltung unter Einhaltung der geforderten Abscheidegrade beherrscht werden können. Wesentliche Schwierigkeiten könnten nur durch das Auftreten von größeren Anteilen an Dampf in der Filterzu-

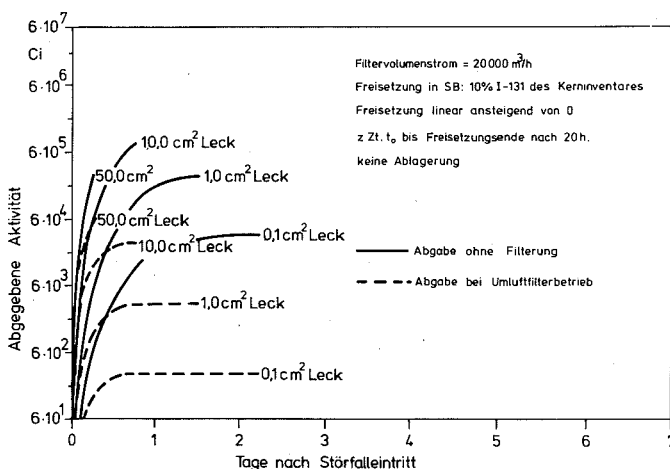


Bild 5: Aktivitätsfreisetzung in den Ringraum bei unterschiedlicher Leckgröße

luft gegeben sein, die zum Versagen durch Wassereinspeicherung führen. Durch die Ausstattung der Filteranlagen mit Tropfenabscheidern und nachgeschalteten Lufterhitzern wird ein breiter Einsatzbereich gewährleistet.

Grundsätzlich sind die Filter der Umluftanlagen im Sicherheitsbehälter nicht für die Belastungen durch einen Kühlmittelverluststörfall infolge des Bruches einer Hauptkühlmittelleitung ausgelegt, ihr Versagen wird für diesen Fall unterstellt. Eine Ertüchtigung müßte insbesondere die Druckstoßempfindlichkeit der Filterkomponenten vermindern oder den Aufbau zu hoher Differenzdrucke während der durch den Bruch bedingten Drucktransiente im Sicherheitsbehälter ausschließen. Durch Zusatzmaßnahmen müßte eine unzulässige Belastung durch Wasserdampfkondensat vermindert werden. Der Einsatz der in den Umluftfiltern verwendeten Aktivkohle- und Schwefstofffilter ist auf maximale Temperaturen beschränkt, die unterhalb der Temperaturen liegen, die unter den zur Zeit geltenden Annahmen für den Bruch einer Hauptkühlmittelleitung anzunehmen sind. Sie müßten durch andere Schwefstofffilter und Jod-Sorptionsmaterialien ersetzt werden.

Wesentliche Einflußfaktoren für die Wirkung von Umluftfiltern auf die Reduktion radioaktiver Freisetzungen sind durch die Leckgröße des Sicherheitsbehälters und den zeitlichen Verlauf der Spaltproduktfreisetzung gegeben (Bilder 4 und 5).

Da nach den bisherigen Erfahrungen die konkurrierenden Abscheidungsprozesse wash-out und plate-out im Sicherheitsbehälter relativ schnell verlaufen, wenn die Radioaktivität gleichzeitig mit dem Kühlmittel freigesetzt wird, wäre die Wirkung von Umluftfiltern auf die Umgebungsbelastung beim Kühlmittelverluststörfall begrenzt. Das gleiche gilt für Spray-systeme, soweit sie nicht einen extrem hohen Durchsatz haben.

Die Filter der Unterdruckhaltung werden bei Auslegungstörfällen, die zum Druckaufbau im Sicherheitsbehälter und zu seinem Abschluß führen, bis zum Schließen der Schnellschlußklappen (etwa 5 s nach Eintritt des Bruches einer Hauptkühlmittelleitung) mit einem erhöhten Volumenstrom belastet, der zu ihrem Versagen führen kann. Diese Filter werden im unmittelbaren Verlauf des Störfalles nicht benötigt. Sie müssen gegebenenfalls zu einem späteren Zeitpunkt wieder instand gesetzt werden, zum Beispiel für einen Einsatz zum Spülen des Sicherheitsbehälters vor einer Intervention. Bei älteren Anlagen sollte deshalb die Möglichkeit der Reparatur bzw. des Austausches von Komponenten gegeben sein, bei neueren Anlagen, die mit einer Filterzentrale versehen sind und bei Störfällen zur Abluftreinigung, zum Beispiel von Raumbereichen des Hilfsanlagegebäudes, vorgesehen sind, soll eine unzulässige Drucktransiente durch Druckstoßventile verhindert werden.

Die Reduktion und kontrollierte Abgabe von Radioaktivität, die infolge von Leckagen aus dem Sicherheitsbehälter entweicht, wird durch die Unterdruckhaltung in den Ringräumen und Abgabe über den Kamin nach Filterung durch die Ringraumfilter gewährleistet. Dies sind die eigentlichen Störfallfilter. Da sie in der Bundesrepublik Deutschland ohne Ausnahme als Tiefbettfilter ausgerüstet wurden, und eine Umgehung durch Bypass-Strecken nicht vorgesehen ist, zeigen sie eine sehr hohe Leckdichtigkeit (Tafel 3). Bisher wurden von Störfallfiltern zur Jodabscheidung Abscheidegrade von 99 % für organisch gebundenes Radiojod und 99,9 % für Radiojod in elementarer Form gefordert. Aufgrund der vorliegenden Prüfergebnisse aus allen Störfallfiltern in deutschen Kernkraftwerken und von Messungen an den zur Zeit gebräuchlichen Aktivkohlen kann der letzte Wert auf 99,99 % erhöht werden. Dabei ist von entscheidender Bedeutung, daß die Störfallfilter im Normalbetrieb, außer zu Prüfzwecken, nicht mit Abluft beaufschlagt werden und dadurch vor ihrem Einsatz einer nur geringen Alterung unterworfen sind, so daß ihre Abscheideleistung nur wenig abfällt (Tafel 4).

Alle Ringraumfilter in deutschen Kernkraftwerken wurden bisher für einen Einsatz bei 98 bis 100 bzw. 95 % relativer Luftfeuchte ausgelegt. Da sie bei neueren Anlagen zusätzlich mit Tropfenabscheidern und Nacherhitzern versehen sein müssen, ist in Hinsicht auf die sehr kritische relative Luftfeuchte eine Leistungsreserve vorhanden. Bei Einhaltung der Auslegungsleckage des Sicherheitsbehälters ist ein störfallbedingter Anfall an Wasserdampf im Sicherheitsbehälter nicht von wesentlichem Einfluß auf die Funktion der Störfallfilter, zumal eine Vermischung mit der über Leckagen des Betongebäudes angesaugten Außenluft, die sich erwärmt, erfolgen kann. Unter den Bedingungen des Bruches einer Hauptkühlmittelleitung könnten auch Leckagen oberhalb der Auslegungsleckage bewältigt werden, wenn Tropfenabscheider und Nacherhitzer vorhanden sind. Diese sollten an älteren Anlagen nachgerüstet werden.

Die Zerfallswärme der in einem Ringraumfilter abgeschiedenen radioaktiven Stoffe führt bei Auslegungsstörfällen zu einer unbedeutenden Temperaturbelastung. Selbst bei einer hohen Beladung mit Spaltprodukten ist die Temperaturerhöhung durch die Zerfallswärme gering, solange ein ausreichender Volumenstrom durch die Filter aufrechterhalten wird. Eine wesentliche Erweiterung des Einsatzbereiches von Ringraumfiltern in Hinsicht auf ihren Einsatz bei Unfällen kann bereits durch eine Luftführung erreicht werden, die einen kontinuierlichen Luftstrom bis zur Höhe des Nennluftstromes zur Abfuhr der Zerfallswärme sichert, also jeweils beim Erreichen des maximal zulässigen Unterdruckes im Ringraum auf Umluftbetrieb umschaltet. Um einem Abfall der Abscheideleistung während des störfallbedingten Einsatzes infolge von Desorption, Alterung oder Leckbildung begegnen zu können, sollten auch ältere Ringraumfilteranlagen mit zwei parallelen, einzeln und gemeinsam beaufschlagbaren Filterstrecken (2 x 100 %) ausgerüstet werden. Durch den Reaktorschutz sollte bei Störfällen nur eine Filterstrecke

Tafel 3: Ergebnisse von Vor-Ort-Prüfungen an Ringraumfiltern in Druckwasserreaktorkernkraftwerken (alle Prüfungen nach Füllung mit frischer Aktivkohle)
Prüfmittel: CH₃¹³¹J + CH₃¹²⁷J

Filter-Nr.	Prüfdatum	Verweilzeit (s)	Durchlässigkeit (%)
I	April 68	≈ 1,0	≤ 0,0002
I	Oktober 70	≈ 1,0	0,006 ¹⁾
I	Januar 73	≈ 1,0	0,0002
I	März 74	≈ 1,0	≤ 0,0003
I	Juli 76	≈ 1,0	≤ 0,0002
I	August 78	≈ 1,0	≤ 0,0004
II	Juni 74	≈ 1,0	0,003 ¹⁾
II	März 75	≈ 1,3	≤ 0,0003
II	Oktober 78	≈ 1,4	≤ 0,003 ²⁾
III	Dezember 75	≈ 1,1	≤ 0,0002
III	Juni 79	≈ 1,1	≤ 0,0005
IV	Juli 71	≈ 1,0	≤ 0,0004
IV	September 73	≈ 1,0	0,0003
IV	Juni 75	≈ 1,0	0,002 ¹⁾
IV	Mai 77	≈ 1,0	≤ 0,0006
IV	April 78	≈ 1,0	≤ 0,0007
IV	Juni 78	≈ 1,0	≤ 0,0016 ²⁾
V	April 76	≈ 1,0	≤ 0,0003
V	August 78	≈ 1,2	0,0005
VI	Oktober 76	≈ 1,2	≤ 0,007 ²⁾
VI	April 79	≈ 1,2	≤ 0,002 ²⁾

- 1) Leck, Leckgröße bisher als zulässig angesehen
2) Prüfkativität infolge von Genehmigungsaufgaben niedrig

Tafel 4: Ergebnisse von Laborprüfungen an Kontrollfiltern (repräsentativ für die Ringraumfilter)

Prüfbedingungen: Verweilzeit und Bettiefe während der Prüfung entsprechend den Originalfiltern; Feuchtluft von 30 °C und 98 bis 100 % relativer Feuchte während 20 h Vorbefeuchtung, 1 h Beladung und 2 h Spülzeit
Prüfmittel: CH₃¹³¹J + CH₃¹²⁷J

DWR-Nr.	Verweilzeit (s)	A-Kohletyp	Abscheidegrad (η) mit frischer A-Kohle (%)	1. Kontrollfilter		2. Kontrollfilter		3. Kontrollfilter	
				Einsatzdauer (Monate)	η (%)	Einsatzdauer (Monate)	η (%)	Einsatzdauer (Monate)	η (%)
1	1,0	Pellets, KI 2 mm φ	> 99,99	10	99,961 ¹⁾	21	99,983 ¹⁾	33	99,949 ¹⁾
1	1,0	SS 207 B, KI 5 – 10 mesh	> 99,999	8	> 99,999	–	–	–	–
2	1,0	Pellets, KI 1,3 – 2 mm φ	> 99,9999	11	> 99,9999	22	> 99,9999	–	–
3	1,1	SS 207 B, KI 8 – 12 mesh	99,99992	4	> 99,9999	13	> 99,9999	26	> 99,999
3	1,1	Pellets, KI 1,3 mm φ	> 99,999	15	99,9946	–	–	–	–
4	1,0	Pellets, KI 2,0 mm φ	99,998	11	99,96	A-Kohle gewechselt			
4	1,0	"	99,965	6	99,948	A-Kohle gewechselt			
4	1,0	SS 207 B, KI 5 – 10 mesh	> 99,999	7	99,9991	15	99,988	22	99,990
5	1,0	Pellets, KI 2,0 mm φ	99,993	10	99,90	A-Kohle gewechselt			
5	1,0	SS 207 B, KI 5 – 10 mesh	> 99,9999	11	> 99,999	24	99,9961	–	–
6	1,1	SS 207 B, KI 8 – 12 mesh	> 99,9999 ²⁾	7	> 99,999	19	99,961	25	99,84
6	1,1	"	> 99,9999 ²⁾	8	> 99,998	23	99,986	–	–

- 1) Proben aus Hauptfilter entnommen
2) geprüft bei 95 % rel. Feuchte

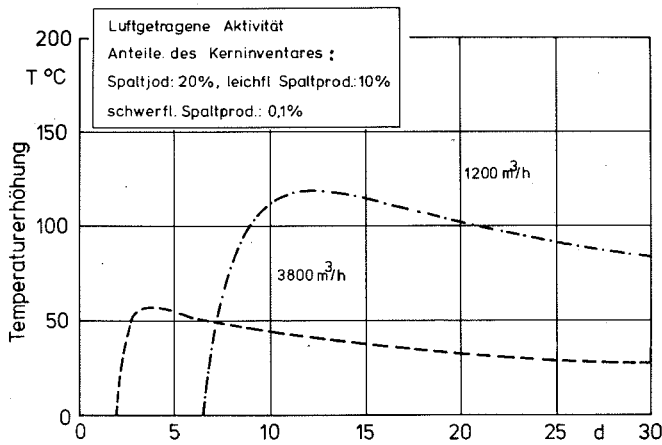


Bild 6: Temperaturerhöhung in einem Abluft-Filterssystem nach einem Kernschmelzunfall in Abhängigkeit von der Betriebszeit

automatisch angefordert werden, damit für den Fall eines Filterversagens eine redundante, nicht vorbelastete Filterstrecke zur Verfügung steht.

In Hinsicht auf die Reduzierung der Umgebungsbelastung bei Unfällen mit sehr hoher Spaltproduktfreisetzung erscheint die Ertüchtigung der Ringraumfilter sinnvoll, da:

- Die Durchlässigkeit dieser Filter direkt proportional zur Erhöhung der Umgebungsbelastung beiträgt, solange eine Unterdruckhaltung in den Ringräumen und damit eine Abgabe über den Kamin gewährleistet werden kann,
- auch bei erhöhter Leckrate des Sicherheitsbehälters eine verzögerte und damit reduzierte Beaufschlagung dieser Filter mit Radioaktivität unter einfacher zu beherrschenden Bedingungen erfolgt, als sie im Sicherheitsbehälter selbst vorliegen.

An dieser Stelle sei kurz der Umfang der Prüfungen und Wiederholungsprüfungen, denen die Störfallfilter unterzogen werden, zu erwähnen. Durch die Vor-Ort-Prüfungen der Jod-Sorptionsfilter nach Füllung mit Aktivkohle, die unter normalen Betriebsbedingungen vorgenommen wird, und durch die in regelmäßigen Abständen wiederholten Laborprüfungen der Aktivkohleproben der Störfallfilter unter simulierten Störfallbedingungen, ist eine hohe Betriebssicherheit gewährleistet. Allerdings wurde durch die Einführung verbesserter Aktivkohlen die Standzeit der im bestimmungsgemäßen Reaktorbetrieb nicht beaufschlagten Störfallfilter so erhöht, daß eine Vor-Ort-Prüfung nur nach Neufüllung mit Aktivkohle nicht mehr als ausreichend angesehen werden kann. Eine häufigere Prüffrequenz sollte durch Einführung von zwischenzeitlichen Vor-Ort-Wiederholungsprüfungen, durchgeführt mit möglichst einfachen, dem Betreiber zugänglichen Verfahren, erreicht werden.

Abluftfilterung bei Unfällen mit Kernschmelzen

Zweifellos sollten alle Maßnahmen bei derartigen Unfällen auf die Erhaltung der Integrität des Sicherheitsbehälters und den Einschluß der Radioaktivität gerichtet sein. Daraus folgt, daß grundsätzlich Maßnahmen zur Verhinderung eines unzulässigen Druckaufbaues denen vorzuziehen sind, die die Folgen einer notwendig werdenden Druckentlastung reduzieren sollen. Der heutige Stand der Überlegungen zu Unfällen mit Kernschmelzen läßt keine endgültige Aussage zu, ob ein infolge der Metall-Wasser und Metall-Beton-Reaktion zu erwartender Druckaufbau im Sicherheitsbehälter nicht nur verlangsam, sondern auch soweit begrenzt werden kann, daß eine Druckentlastung durch Abblasen unnötig wird.

Im Rahmen des Themas „Filtered Vented Containment“ sind in den USA und Schweden umfangreiche Programme

angelaufen, bei denen unter anderem die Randbedingungen von Kernschmelzunfällen definiert werden sollen, die der Auslegung von Abluftfiltern zur Druckbegrenzung im Containment zugrunde zu legen sind.

Im Kernforschungszentrum Karlsruhe werden seit längerer Zeit Arbeiten zur Klärung der Wechselwirkung zwischen Schmelze und Beton [6] und zum Austritts- und Abscheidungsverhalten [7; 8] der Spaltprodukte durchgeführt.

Für den zeitlichen Verlauf des Druckaufbaues im Sicherheitsbehälter während und nach der Zerstörung des Druckgefäßes durch eine Kernschmelze können zur Zeit nur Abschätzungen gemacht werden, die eine Reihe von experimentell noch zu verifizierender Annahmen einschließen. Nimmt man an, daß eine zur Zerstörung des Sicherheitsbehälters eines 1300 MW elektrischer Leistung DWR führende Dampfexplosion und im weiteren Verlauf des Unfalles auch eine entsprechende Wasserstoff-Explosion ausgeschlossen werden kann, sind vor allem folgende Vorgänge, die zu einem langsameren Druckaufbau führen, zu berücksichtigen:

- die Wärmeabgabe der obenliegenden Oxidschichten der Schmelze an das Sumpfwasser, die zur Dampfbildung führt,
- die Reaktion der Schmelze mit dem Beton, die durch Zersetzung von Carbonaten zur Gasentwicklung und durch Reaktion mit dem im Beton gebundenen Wasser zur Wasserstoff- und Dampfbildung führt.

Als den Unfall einleitendes Ereignis sei der Bruch der Hauptkühlmittelleitung und in der Folge ein nicht näher begründetes (und unwahrscheinliches) Versagen der Niederdruck-Notkühlinspeisung beim Umschalten auf Sumpfwasserbetrieb angenommen. Die Zeit zwischen dem den Unfall einleitenden Bruch und dem Versagen des Sicherheitsbehälters, das bei 9 bar angenommen wird, kann nach den vorliegenden Abschätzungen zwischen etwa 4 d (bei Einbruch von Sumpfwasser nach Zerstörung des Betons zwischen Schmelze und Sumpf) und 12 d (kein Sumpfwassereintritt) liegen [9].

In Bild 6 werden die Temperaturerhöhungen in Abluftfiltern des Sicherheitsbehälters bei verschiedenen Durchsätzen angegeben, die zur Druckbegrenzung auf 6 bar bei Einsatz eines üblichen Betons bei Sumpfwassereintritt (Fall 1, Durchsatz 3800 m³/h) und bei Ausschluß von Sumpfwassereintritt (Fall 2, Durchsatz 1200 m³/h) zu erwarten wären [10]. Der Beginn der Druckbegrenzung durch gefilterte Abgabe wäre im Fall 1 nach etwa 2 d, im Fall 2 nach etwa 6,5 d anzusetzen. In dieser Zeit ist durch Abscheidungsvorgänge wie Sedimentation und wash-out bereits ein erheblicher Abbau der luftgetragenen Spaltprodukte im Sicherheitsbehälter erfolgt [8]. Nimmt man trotzdem an, daß die Abluftfilter mit Anteilen des Kerninventars in Höhe von 20 % des Spaltjods, 10 % der leichtflüchtigen und 0,1 % der schwerflüchtigen Spaltprodukte beladen werden, ergeben sich maximale Temperaturerhöhungen von etwa 60 °C (Fall 1) und etwa 120 °C (Fall 2). Addiert man dazu eine Ausgangstemperatur der Sicherheitsbehälteratmosphäre von 140 °C, treten Maximaltemperaturen von etwa 200 bis 260 °C auf, die mit organischen Sorptionsmaterialien [11] und speziellen, strahlenbeständigen Schwebstofffiltern, zum Beispiel aus Metallfasern, noch beherrscht werden könnten.

Ein bisher nicht abgeschätzter Einfluß ist durch den im Sicherheitsbehälter entwickelten Wasserstoff gegeben, dessen Verbrennung zu einer erheblichen Temperaturerhöhung führen würde und außerdem zur Bildung von Jodwasserstoff beitragen kann. Die Abscheidung von Jodwasserstoff durch die bisher bekannten Jod-Sorptionsmaterialien ist nicht ausreichend geklärt. Sollten sich durch Wasserstoff-Deflagration bzw. die Notwendigkeit zur Rekombination wesentliche Temperaturerhöhungen ergeben, müßte die Abluft vor der Filterung gekühlt werden. Dafür könnte eine große Wasser-

vorlage, die allerdings ein eigenes Gebäude bedingen würde, eingesetzt werden. Da die Wasservorlage gleichzeitig durch Kondensation und Auswaschvorgänge den Anteil an Dampf und Spaltprodukten im Abgas stark reduzieren würde, wäre die Belastung der Abluftfilter erheblich verringert. Für diesen Fall könnten Abscheidegrade $> 99,9\%$ erwartet werden.

In einer Arbeit der Sandia National Laboratories, USA [12], werden verschiedene alternative Vorschläge zur Beherrschung des Druckaufbaues im Containment bestehender Kernkraftwerke angegeben, die unter anderem folgende Maßnahmen zur Diskussion stellen:

- Fluten des Containments mit großen Wassermengen,
- Druckabbau in die Atmosphäre über Filter und Kamin bei ersten Anzeichen für das Auftreten einer Kernschmelze bzw. bei Überschreiten eines Maximaldruckes.

Für die Abluftreinigung werden ausschließlich Anlagen diskutiert, die eine große Wasservorlage vor den ebenfalls in einem Becken gekühlten Filtern einschließen (Bild 7), da als Ursache für den Kernschmelzunfall ein vollständiger Ausfall der Fremd- und Eigenstromversorgung für 16 h angenommen wird und eine Wärmeabfuhr von den Filtern durch einen kontinuierlichen Luftstrom nicht möglich ist.

Von Interesse dürften in diesem Zusammenhang die Ergebnisse von Berechnungen zur Reduzierung der Unfallfolgen (Kernschmelze eines Westinghouse DWR, 4-loop-Anlage) durch entsprechende Filtersysteme sein. Es wurde ein 8 km Evakuierungsradius sowie eine Abscheideleistung von 99,98 % für schwebstoffartige Spaltprodukte und Radiojod in elementarer Form sowie von 99,95 % für organisch gebundenes Jod (dieser Wert erscheint unverhältnismäßig hoch) angenommen.

Gegenüber einem Bersten des Sicherheitsbehälters reduziert sich bei gefilterter Abgabe die Anzahl der Strahlenschäden mit früher Todesfolge um mehrere Größenordnungen auf 0, die der latenten Strahlenschäden mit späterer Todesfolge um etwas mehr als zwei Größenordnungen und die Größe des infolge von Kontamination für mehr als zehn Jahre gesperrten Bereiches um annähernd vier Größenordnungen. Die Wirkung einer zusätzlichen, wohl als sehr problematisch anzusehenden 98prozentigen Xenon- und 10prozentigen Kryptonrückhaltung wird mit etwa 10 % Reduzierung der Schadensfälle abgeschätzt. In diese Zahlen sind selbstverständlich lokale Bedingungen eingegangen, sie dürften aber trotzdem für eine erste Beurteilung von Interesse sein.

Zusammenfassung

Durch die heute zur Verfügung stehenden Schwebstoff- und Jod-Sorptionsfilter (Aktivkohlefilter) werden hohe Abscheidegrade erreicht. Infolge von Alterung, insbesondere durch Adsorption von Filterschadstoffen, kann die Abscheideleistung von Aktivkohlefiltern schnell abnehmen. Nur Aktivkohlefilter mit großer Bettiefe erreichen Einsatzzeiten, die in Hinsicht auf Sicherheit und Prüfaufwand akzeptiert werden können.

Die zu fordernde Abscheideleistung sollte durch den Einsatzzweck und die maximal mögliche Umgebungsbelastung be-

Diskussion

M. Schneider (MdB):

Herr Wilhelm, Sie haben die Anforderungen genannt, die an Filter für den Normalbetrieb und für die Beherrschung von Störfällen bzw. Unfällen gestellt werden müssen. Können Sie sagen, inwieweit die in den Kraftwerken eingebauten Filter diesen Anforderungen entsprechen und in welchem Maße sie insbesondere den Bedingungen nach einem Kernschmelzunfall gerecht werden würden?

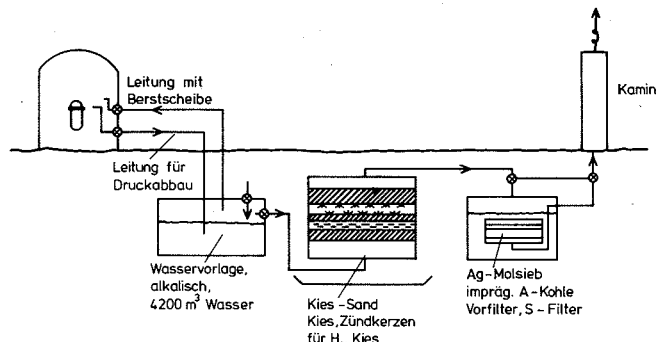


Bild 7: Filterstrecke zum Druckabbau im Containment bei Unfällen mit Kernschmelzen

stimmt sein. Deshalb sollten für Filter zum Einsatz beim bestimmungsgemäßen Betrieb und für Filter zur Begrenzung der Folgen von Störfällen unterschiedliche Mindest-Abscheidegrade festgelegt werden. Einfache Ertüchtigungsmaßnahmen können den Einsatzbereich von Filteranlagen wesentlich erweitern.

Erste Überlegungen zeigen die Möglichkeit auf, geeignete Filteranlagen zur Reinigung der Abluft zu entwickeln, die gegebenenfalls zur Druckbegrenzung aus dem Sicherheitsbehälter abgegeben werden muß.

Schrifttum

- [1] Deuber, H.; J. G. Wilhelm: Bestimmung der physikalisch-chemischen Komponenten des Radiojodes in der Kaminabluft von Kernkraftwerken, KFK-Ext. 30/78-1 (1978).
- [2] Deuber, H.; J. G. Wilhelm: Occurrence of Penetrating Iodine Species in the Exhaust Air of Nuclear Power Plants, Proceedings der 16th DOE Nuclear Air Cleaning Conference, Okt. 1980 (noch nicht erschienen).
- [3] Wilhelm, J. G.; M. Ohlmeyer: Reinigung schadstoffhaltiger Abluft mit dem MWS-Filter, KFK-2500, S. 130 (1977).
- [4] Allgemeine Berechnungsgrundlagen für die Bestimmung der Strahlenexposition durch Emission radioaktiver Stoffe mit der Abluft (BfM, Okt. 1977).
- [5] Deuber, H.; J. G. Wilhelm: Untersuchungen zur Optimierung des Filterkonzeptes von Druckwasser-Reaktoren, Jahrestagung Kerntechnik 1980, ISSN 0173-0924, S. 880.
- [6] Perinic, D.; et al.: Betontiegelversuche mit Thermitschmelzen, KFK-2572, Juli 1979.
- [7] Albrecht, H.; et al.: Untersuchungen zur Aktivitätsfreisetzung beim LWR-Kernschmelzen, Jahrestagung Kerntechnik 1980, Berlin, 25.-27.3.1980, S. 315.
- [8] Bunz, H.; W. Schöck: The Natural Removal of Particulate Radioactivity in an LWR-Containment during Core Meltdown Accidents, ANS/ENS Topical Meeting, Therman Reactor Safety, Knoxville, April 7-11, 1980.
- [9] berechnet durch R. Reimann, IRB/KFK mit "WECHSEL".
- [10] Dillmann, H.-G.; H. Pasler: Theoretical and Experimental Investigations into the Filtration of the Atmosphere within the Containments of Pressurized Water Reactors after Serious Reactor Accidents, Proceedings der 16th DOE Nuclear Air Cleaning Conference, Okt. 1980 (noch nicht erschienen).
- [11] Dillmann, H.-G.; H. Pasler: Störfall-Umluftfilter zur Abscheidung von Spaltprodukten aus der Sicherheitsbehälteratmosphäre, KFK-2375, S. 121 (1976).
- [12] Benjamin, A. S.; H. C. Walling: Development and Analysis of Vent-Filtered Containment Conceptual Designs, SAND 80-0887 (1980).

J. G. Wilhelm (KfK):

Ich darf Ihre Frage erst einmal in Hinsicht auf die Jod-Sorptionsfilter beantworten. Wir haben in der Bundesrepublik Deutschland als Störfallfilter ausschließlich Tiefbettfilter. Mit diesen Filterkonstruktionen wird das zur Zeit erzielbare Maximum an Abscheideleistung und Sicherheit erreicht. Die unmittelbare Funktion dieser Filter ist bei allen denkbaren Störfällen einschließlich der Auslegungstörfälle gesichert.

Für die Anforderungen bei Unfällen mit Kernschmelze liegen nur vorläufige Rechenergebnisse vor. Bei diesen Unfällen ist grundsätzlich mit einem Versagen der Jod-Sorptionsfilter zu rechnen, wenn der Sicherheitsbehälter eine wesentlich über der Auslegungsleckrate liegende Leckrate in die Ringräume aufweist und längere Zeit Druck im Sicherheitsbehälter ansteht.

Bei den Schwebstofffiltern sieht die Situation etwas anders aus. Die Sicherheitsmarge ist hier kleiner als bei den Jod-Sorptionsfiltern. Die Entwicklung von Schwebstofffiltern ist im wesentlichen nicht auf die speziellen Anforderungen der Kerntechnik gerichtet worden, sondern der Haupteinsatz der Schwebstofffilter liegt auf anderen Gebieten, wie zum Beispiel der Reinraumtechnik. Man muß daher für die Schwebstofffilter Zusatzeinrichtungen vorsehen, die sie vor unzulässigen Bedingungen schützen, die in der zu filternden Abluft auftreten können.

In neuester Zeit ist durch die Entwicklung von Stahlfasern mit einem Durchmesser, der für die Abscheidung von Aerosolen mit Partikeln im Submikron-Bereich in Frage kommt, gegebenenfalls eine Möglichkeit gegeben, Faserpackfilter zu entwickeln, die auch den Bedingungen bei Unfällen mit Kernschmelze widerstehen.

P. Kafka (GRS):

Herr Wilhelm, Sie schilderten uns ein mögliches Szenario bei Kernschmelzunfällen mit dem Druckaufbau im Sicherheitsbehälter aufgrund des Kontaktes Schmelze-Sumpfwasser. Sie geben dabei an, daß nach etwa vier Tagen Überdruckversagen möglich wäre. Die deutsche Risikostudie lieferte dafür einen Wert von etwa 24 Stunden. Ich frage nun, wie kamen sie zu dem deutlich gestreckten Wert von vier Tagen? Haben Sie Hinweise, ob sich der Kontakt Schmelze-Sumpf gegebenenfalls ganz vermeiden läßt?

J. Wilhelm (KfK):

Die genannten Daten basieren auf Untersuchungen zur Reaktion zwischen Schmelze und Beton im Kernforschungszentrum Karlsruhe und zeigen diese „gestreckten“ Werte. Man kann durch Auswahl eines geeigneten Betons und natürlich durch zusätzliche konstruktive Maßnahmen die Zeit bis zum Versagen des Sicherheitsbehälters verlängern, zum Beispiel dadurch, daß ein Kontakt des Sumpfwassers mit der Schmelze verhindert wird. Wir sind aufgrund der Unterlagen, die bereits im Kernforschungszentrum Karlsruhe erarbeitet sind, der Meinung, daß die Ergebnisse der Risikostudie zu konservativ sind. Ich möchte in diesem Zusammenhang auf den Code WECHSEL des Instituts für Reaktorbauelemente des Kernforschungszentrums Karlsruhe hinweisen. Außerdem werden im Kernforschungszentrum Karlsruhe Arbeiten vorbereitet, bei denen die Reaktion zwischen Schmelze und Beton in größeren Versuchen (BETA-Anlage) untersucht werden wird. Ein Teil des Programmes ist darauf gerichtet, diese Reaktion und die Entwicklung gasförmiger Produkte weitgehend einzuschränken.

W. Hawickhorst (KWU Erlangen):

Meine Frage bezieht sich auf Ihre Ausführungen zum Kernschmelzen. Wir wissen heute, daß die Risikostudie in mehrfacher Hinsicht zu pessimistisch voring. Einmal beträgt die Verzögerungszeit bis zum Überdruckversagen des Sicherheitsbehälters nicht ein, sondern vier Tage. Zum anderen sind die Abscheideprozesse im Sicherheitsbehälter viel effizienter, als bisher angenommen. Kann man heute schon nachweisen, daß bei Berücksichtigung Ihrer neuen Erkenntnisse beim Überdruckversagen wegen der Begrenzung des Freisetzungsumfanges überhaupt keine potentiell akut schädigenden Dosen auftreten können, selbst wenn man die in der Risikostudie stets

unterstellte Evakuierung des Nahbereichs nicht mehr unterstellt? Dies soll nicht heißen, daß man auf sinnvolle Notfall-schutzmaßnahmen verzichten sollte, aber es ist ganz gut zu wissen, daß man nicht darauf angewiesen ist.

J. G. Wilhelm (KfK):

Ich kann Ihnen nur zustimmen, wenn man ein Überdruckversagen des Sicherheitsbehälters durch gefilterte Abgabe der Sicherheitsbehälteratmosphäre über den Fortluftkamin erreichen kann. Dazu müßte man allerdings eine Dampfexplosion mit hohem mechanischen Wirkungsgrad ausschließen können und hierzu ist die letzte Antwort noch nicht gegeben.

Eine solche Dampfexplosion könnte zum vorzeitigen Versagen des Sicherheitsbehälters führen. Außerdem müßte man eine zuverlässige Aussage zum Umfang und den Folgen einer möglichen Wasserstoff-Deflagration haben.

Versuche, die in den Sandia Laboratories in den USA durchgeführt worden sind, zeigen, daß Umsetzungen, die zu einem Versagen des Sicherheitsbehälters infolge der Dampfexplosion führen, relativ unwahrscheinlich sind.

D. v. Ehrenstein (Universität Bremen):

In vorausgegangenen Bemerkungen klingt an, bei einem entsprechenden Störfall/Unfall auf die Evakuierung auch in der unmittelbaren Umgebung eines Kernkraftwerks zu verzichten, da ein frühzeitiges Versagen des Sicherheitsbehälters nicht zu erwarten sei. Ich warne vor Verzicht auf frühzeitige Evakuierung in ausreichendem Umkreis um eine Unfall-Anlage, selbst wenn man Dampfexplosionen und Wasserstoff-Deflagration ausschließen könnte (was nicht möglich ist), denn es sind dennoch Ereignisse denkbar, die zu einem frühzeitigen Versagen des Sicherheitsbehälters führen könnten.

J. G. Wilhelm (KfK):

Auf den Kommentar von Herrn D. V. Ehrenstein kann keine Antwort gegeben werden, da die Ereignisse, die zum frühzeitigen Versagen des SB führen können, nicht angegeben wurden.

Burkard (SozMin, Baden-Württemberg, Stuttgart)

Die sehr guten Abscheidegrade und langen Standzeiten der Jod-Sorptionsfilter der Ringraumabsaugung (Störfallfilter) beruht insbesondere auf der Tatsache, daß diese Filter betrieblich nicht eingesetzt werden. Bei betrieblich eingesetzten Filtern (Unterdruckhaltung, Umluftfilter) kann der Abscheidegrad infolge Schadstoffbelastung in relativ kurzer Zeit erheblich verschlechtert werden. Schadstoffe wie Lösungsmittel etc. fallen jedoch auch innerhalb des Ringraumes an. Frage: Ist – insbesondere bei länger dauernden – Anforderungsfällen nicht auch bei den Störfallfiltern ein gegebenenfalls erheblicher Abfall des Abscheidegrads zu befürchten?

J. G. Wilhelm (KfK):

Das ist eine absolut berechtigte Frage. Nach allen Meßergebnissen, die bisher vorliegen, sieht es so aus, daß wir mit einer zulässigen Betriebsdauer der Störfallfilter in der Größenordnung Monate rechnen können. Vielleicht zwei bis drei Monate Dauerbetrieb. Ich halte es aber für notwendig, die Störfallfilter (Ringraumfilter) mit 2 x 100 % auszulegen, um im Versagensfall, zum Beispiel durch Vergiftung oder Desorption, auf ein zweites, nicht vorbeladenes Filter umschalten zu können. Außerdem sollten beide Filter parallel (mit reduziertem Durchsatz) betrieben werden können, so daß erhöhte Verweilzeiten erreicht werden, durch die der Abscheidegrad gegebenenfalls um Größenordnungen erhöht werden kann. Und meine persönliche Meinung ist es, daß eine entsprechende Auslegung mit 2 x 100 % auch in neuen Lüftungskonzepten für Siedewasserreaktoren berücksichtigt werden sollte.

Human Factors in Nuclear Power Plant Operations¹⁾

By A. D. Swain²⁾

Abstract

This report describes some of the human factors problems in nuclear power plants and the technology that can be employed to reduce those problems. Many of the changes to improve the human factors in existing plants are inexpensive, and the expected gain in human reliability is substantial. The human factors technology is well-established and there are practitioners in most countries that have nuclear power plants.

The Human Error Problem

Human factors (or Ergonomics) refers to a technology concerned with designing machines, operations, and work environments so that they match human capacities and limitations (Chapanis, 1965, p 8). This technology developed during World War II because military systems were becoming so complex that people who were to operate them, maintain them, or test them could not always perform reliably or safely. Several studies in the 1950's and 1960's indicated that in complex man-machine systems, human error was often the overriding contribution to systems failures [26, 10, 11]. In the Shapero study, the human errors contributed from about one-fifth to over half of system failures in several large missile systems. This study dealt only with those human errors that occurred late in the life history of a missile. Other studies [18] showed that human error during the production of weapon systems accounted for a significant percentage of the (relatively small number of) defective weapons delivered to military organizations.

It is clear that human errors are a problem for reliable and safe systems. In the field of military equipment, steps were taken to reduce this problem to a manageable level. Research and engineering agencies were set up to improve the design of equipment so that reliable human performance would be easier to achieve. Over the years, human factors documents and standards were developed [37], [13] and [12] to ensure that acceptable ergonomics practices were incorporated in the design process. The military had recognized that are limitations to the level of reliable performance achievable even by highly motivated and disciplined personnel. Further improvement had to depend largely on the better design of equipment for human operation and maintenance.

During the formative years of their technology, human factors personnel learned that consistent and permanent reductions in human errors could be achieved if the emphasis was on designing work situations that were compatible with the capabilities, limitations, and needs of the people in these situations. The "work situation approach" (Swain, 1969b) recognizes that most human errors in a well-structured work situation are "situation-caused errors". Analysis of human errors in industry usually uncovered one or more poorly designed work situations that would likely result in error. If one corrects those aspects of a work situation that are not in accord with acceptable ergonomic principles, such changes to a system will result in a permanent improvement in human reliability. If one takes opposite approach, one which emphasizes "human-caused errors" in which the person on the job must use his skill to compensate for poorly designed work situations, much smaller improvement is possible, and much

of it may be temporary, since it depends on the variable motivation and skill of the workers [19]. Extremely high skill levels are observable in jobs which are inherently prone to error, but even best jugglers drop things and the best tight-rope walkers occasionally slip. In the work situation approach, one looks for situations that have a potential for error, and then changes the situation so that it is more capable of supporting reliable human performance, especially under stressful conditions. The most cost-effective employment of this approach is in the early design stage of a system, when it is relatively easy to make changes.

Despite the proven benefits of incorporating human factors considerations in all stages of design, development, and use of military and space systems, commercial industry has been slow to use this technology. Nowhere is this reluctance to employ a useful technology more apparent than in the nuclear power industry. Prior to the Three-Mile-Island Unit Number Two (TMI-2)³⁾ accident, a number of human factors studies revealed serious actual and potential problems for reliable and safe human operation [1, 15, 16, 23, 24, 28, 30, 32, 35]. Those of us in the human factors field deplored the absence of any systematic consideration of this technology in the design and operation of nuclear power plants (NPPs).

Since the TMI accident, the prospects for incorporation of human factors considerations in the nuclear power field are much more promising. Several of the reports of that accident note the need to consider human factors technology in this field [8, 17, 21, 27, 36]. Now it seems that everyone wants to get on board the human factors bandwagon. The main purpose of this paper is to provide some guidance and encouragement to steer this bandwagon properly. There are proven techniques to identify situations in nuclear power plants which are likely to cause an undue number of human errors, and many of the problems in existing plants can be corrected with a relatively small expenditure of time and funds.

Techniques to Identify Error-likely Situation

A work situation which is conducive to human errors is called an "error-likely situation". The primary technique to identify and analyze such situation is known as "task analysis". Developed in the early 1950's [14] it is an analytical process for determining the specific behaviors required of the human components in a man-machine system. It involves determining the detailed performance required of the people and equipment, and the effects of environmental conditions, malfunctions, under other unexpected events on both. Within each task to be performed by people, behavioral steps are analyzed in terms of 1. the sensory signals and related perceptions, 2. the decisions, memory storage, and other mental processes, and 3. the required responses. Thus, the analysis must consider those factors which shape human performance in a system the factors which can make performance adequately reliable and safe, or which can make it unreliable and dangerous. Table 1 presents a set of these factors, called "performance shaping factors", which will be discussed later.

Although task analysis requires special training, it is an easily learned technique. The primary requirement of the analyst is the ability to think in terms of the person performing a job, to empathize with his difficulties and successes, and to recognize those features in the work situation that could increase the

1) This work was supported by the US Nuclear Regulatory Commission, Office of Nuclear Regulatory Research, under Interagency Agreement DOE 40-550-75, with the US Department of Energy.

2) Alan D. Swain, Sandia National Laboratories, Albuquerque, NM 87185, USA

3) A list of abbreviations is found at the end of this paper.

Table 1: Performance shaping factors

External		Stressors	Internal	
Situational Characteristics	Task and equipment characteristics	Psychological stressors	Organismic factors	
Architectural features quality of environment: Temperature, humidity, and air quality, lighting, noise and vibration, degree of general cleanliness, work hours/work breaks availability/adequacy of special equipment, tools, and supplies manning parameters organizational structure (e. g. authority, responsi- bility, communications channels) actions by supervisors, co-workers, union repre- sentatives, and regulatory personnel rewards, recognition, benefits	Perceptual requirements motor requirements (speed, strength, precision) control-display relationships anticipatory requirements interpretation decision-making complexity (information load) narrowness of task frequency and repetitiveness task criticality long- and short-term memory calculational requirements feedback (knowledge of results) continuity (discrete vs continuous) team structure man-machine interface factors: design of prime equipment, test equipment, manufacturing equipment, job aids, tools, fixtures	Suddenness of onset duration of stress task speed task load high jeopardy risk threats (of failure, loss of job) monotonous, degrading, or meaningless work long, uneventful vigilance periods conflicts of motives about job performance reinforcement absent or negative sensory deprivation distractions (noise, glare, movement, flicker, color) inconsistent cueing	Previous training/experience state or current practice or skill personality and intelligence variables motivation and attitudes knowledge of required performance standards physical condition attitudes based on influence of family and other outside persons or agencies group identifications	
		Job and task instructions		Physiological stressors
		Procedures required (written or not written) written or oral communi- cations cautions and warnings work methods plant policies (shop practices)		Duration of stress fatigue pain or discomfort hunger or thirst temperature extremes radiation g-force extremes atmospheric pressure extremes oxygen insufficiency vibration movement constriction lack of physical exercise

likelihood of errors. People who see other peoples' errors as evidence of "not trying hard enough to do it right" do not make good analysts.

The techniques used in task analysis are straightforward—watching people perform a task, interviewing them, and performing the task oneself (when feasible). Task analysis may be carried out even when a plant is in the design stage, before there is anything to watch or personnel to interview. In such a case, the task analysis is done on some existing plant, and allowances are made for differences between the old and new plants. From a human factors point of view, there is no such thing as a "new" plant. Even though the equipment may be dissimilar between two plants, there will be much more communality in required human performance than there are differences between them.

In addition to the task analysis done by a trained analyst, a valuable source to identify error-likely situations is the worker in the plant. The control room operator, the instrumentation technician, the maintenance person, and so on, have all experienced problems and made errors. If they are not penalized for telling the truth, these "subject-matter experts" can provide valuable information to avoid problems in future plants or to correct problems in existing plants. In the U.S. there is a Licensee Event Reporting (LER) system for NPPs which certain events (including related human errors) must be reported to the U.S. Nuclear Regulatory Commission. Regrettably, the amount of useful information in these reports on human error and their causes is limited. For various reasons, plant personnel are not motivated to "tell all".

A different approach is required to provide adequate information about human error problems. In other industries, e. g., the forestry industry [9] periodic collections of error events have been taken with the understanding that none of the material will be made available to plant management or to government regulatory agencies. Swain [33, 34] has developed and tried out such programs in American and European industries. Experience shows that people on a job recognize

many human performance problems that are not recognized by their supervisor or by a company's technical personnel charged with recognizing these problems. This should hardly be surprising; many people know how to improve the quality of their performance but are not provided with any motivation to make this information know to management or are actively discouraged from doing so [4]. A later section describes some of the NPP problems that could have been readily identified by persons on the job if they had been encouraged to report such problem areas and given appropriate recognition and reward.

When the error-likely situations have been identified, it is useful to quantitatively assess the risk arising from these potential errors. A technique called "human reliability analysis", and the necessary interim data on human performance, are available for this purpose. Although a description of this approach is beyond the scope of this paper, it uses conventional reliability technology, but has human performance models and tables of estimated error probabilities related to the human component in a system. The technique including the basic task analysis method and the related data applicable to human actions in NPPs are described in [36].

Improving the Performance Shaping Factors

Table 1 shows that there are performance shaping factors (PSFs) which are external to people in the system, and those which are internal, i.e., characteristic of the people themselves. The third set of PSFs, the stressors, can arise when there is a bad mismatch between the external characteristics of a job and the internal characteristics of the people in the job.

The remainder of this paper provides some examples of poor human factors practices in NPPs, and shows how improvements in human reliability could be made in existing plants with small changes in the work situation. In addition, some observations relevant to the design of future plants are made.

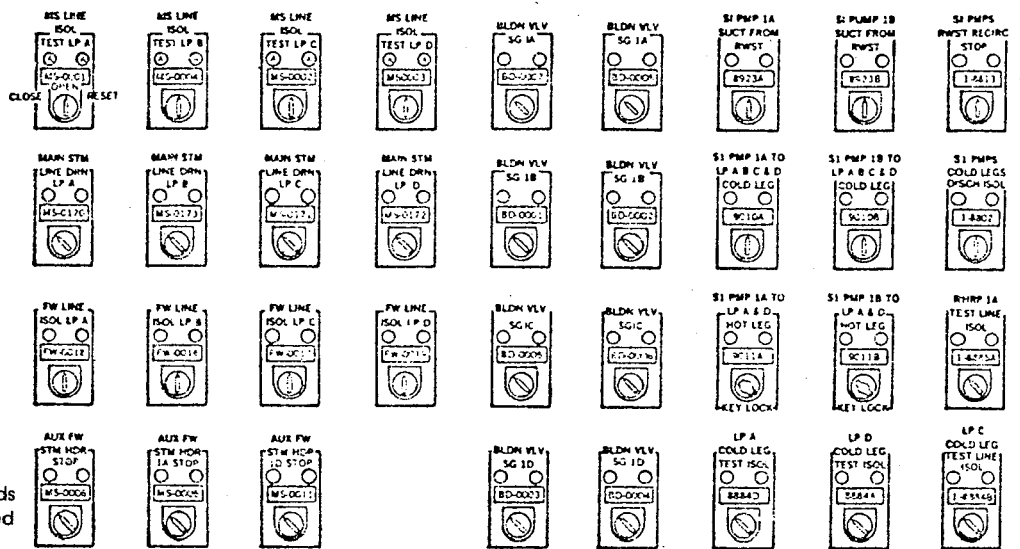


Fig. 1: Part of the lower safeguards (ESF) panel in a pressurized water reactor

The material which follows is drawn in large part from Chapter 3 "Performance Shaping Factors" of [36]. The examples are categorized as poor display of information, poor quality of written instructions, and inadequate provisions for onsite practice of unusual events.

Poor Display of Information

Poor Layout

The most striking first impression reported by human factors specialists visiting a control room in an NPP is the plethora of displays and controls and the lack of any functional layout of the components. (In human factors terms, a functional layout implies a logical grouping of components, simplifying the task of selecting the required display or control.) One of the most thorough studies of control room layout [23] illustrates this nonfunctional layout, and points out that the operators themselves have applied colored tape to the panels to delineate functional groups. (In some plants operators have been prevented from applying such markings by management policies that place aesthetics above the needs of the operators.) Another study [1] traces the path walked by an operator during an 8-hour shift. This "link analysis" shows that the layout of control rooms is neither effective nor efficient in terms of human reliability. In some 2-reactor control rooms, confusion is compounded by a design which places the components on the panels for one reactor in a mirror image arrangement of the other reactor's panels. Mirror imaging is well recognized as a poor design feature in the human factors community.

Although nothing can be done about mirror imaging in existing plants, it can clearly be avoided in future plants. Reports are available which describe methods to improve the functionality of existing panels and delineate layout methods for plants in the design stage [24, 25].

Poor Labeling

Another factor making for poor display of information is the labeling of controls and display which uses terms not directly related to the operators' needs. In some plants these labels were taken from construction drawing, and no apparent effort was made to develop labels which would help the operators understand the functions of the controls and displays. For normal operating conditions, this lack of ergonomics considerations is probably not too serious, but under abnormal conditions, serious errors can occur. For example, in a dynamic simulator of an NPP, the author observed a

skilled operator (actually, the person in charge of operator training) perform the emergency procedures for responding to a large loss-of-coolant accident. He had trouble locating certain switches required to cope with this event and he described at length the greater problems experienced by lesser skilled operators. The difficulties prompted the author to devise a location aid similar to the matrix used on road maps to locate a town. Figure 1 shows one part of an engineered safety features panel at one plant. Note how difficult it is even with this truncated sketch to find Switch 8923B. Now turn to figure 2 in which a location aid matrix of colored stripes and numbers has been used. If the written procedures identified Switch 8923B with the location aid L-Yellow 8, the switch could be located quickly. (The L stands for the lower panels.)

Although the personnel at the plant where this suggestions was first made wanted to use this location aid on the control room panels, it was not implemented because of management's objections that colored strips would ruin the aesthetic quality of the panels. This is an example in which a minor expenditure of time and funds would materially increase human reliability in responding to abnormal situations such as transients. Another example is the operators' use of locally made stick-on labels to indicate the function of certain switches and displays more clearly than the permanent labels. There is a clear need to develop labels that are useful to the operators, and to standardize those labels. The present inadequate labeling (at *all* plants the author has visited in the U.S. and in Europe) increases the perceptual and interpretational demands on the operator, with the result that longer decision times are required and more errors occur. This is one area where a substantial improvement in human factors could be achieved in existing plants with relatively little expense.

Inadequate Indications of Plant Status

Often the information conveyed by indicators of plants status requires excessive interpretation by the operators. The 1979 TMI accident illustrates several such problems [7]. One such problem is related to the automatic closing of the pressure-operated relief valve on the pressurizer. The problem occurred because an amber light in the control room comes on when an automatic signal is sent to a solenoid to cause it to close the valve. The light does *not* monitor the closing of the valve. The operator is supposed to remember that the amber light may not mean that the valve has closed [20]. Even if the operator had been told that this was the case (he might not have been), under the

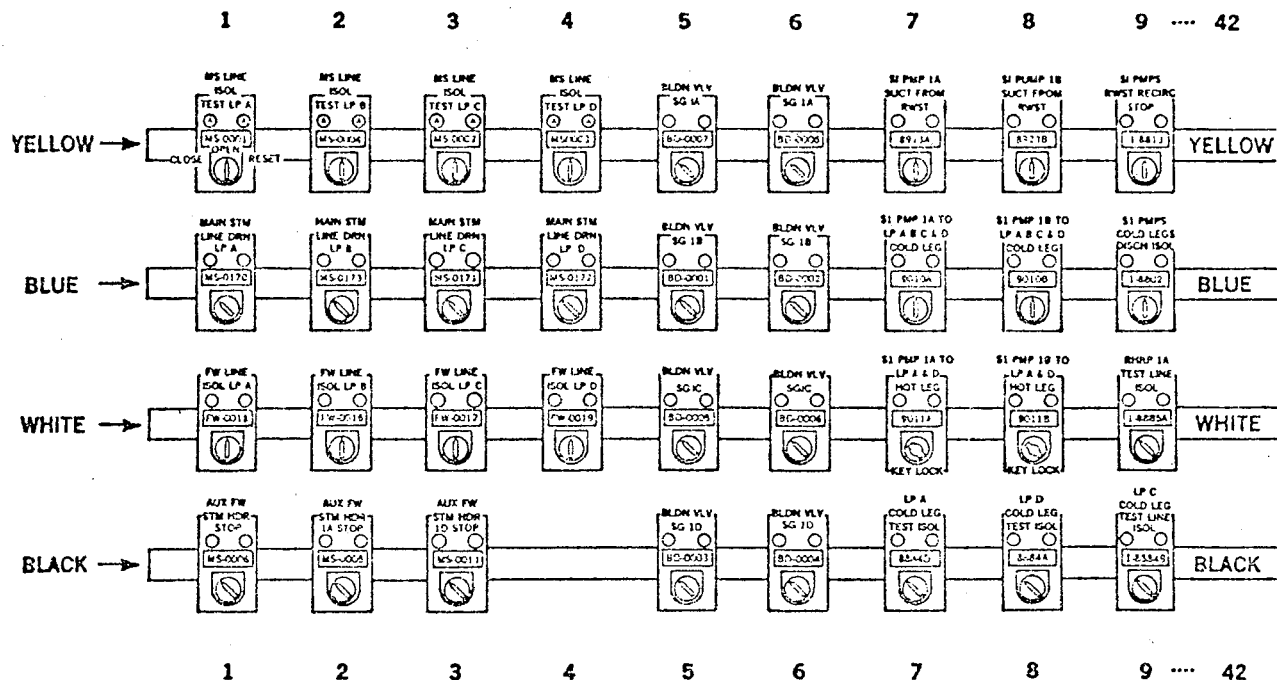


Fig. 2: Location aids for lower safeguards (ESF) panel in a pressurized water reactor

stress of responding to a transient, he is likely to forget that the light doesn't really mean what it says. To change this design in an existing plant may involve a significant expense, but clearly must be done, since the present design is dangerous.

Another problem of inadequate indication of plant status occurred at TMI there was no direct meter indication of water flow in the auxiliary feedwater system. "The indicator the operator was supposed to watch to see if these was aux-feed was a pressure gauge on the discharge header. This is misleading if the auxfeed valve is closed because the pressure would be high and yet the flow is zero" [29]. Again, too much interpretation is required for high levels of human reliability. And again, the change may involve a significant expense. But we cannot depend on operator training to make up for this deficiency in display status — TMI is a lesson that we must heed.

For future plants, one approach to providing adequate indications of plants status is to alert the operator in advance of possible excursions of plant functions from normal ranges. This calls for forecasting (predicting) by displaying trends on special readouts such as cathode ray tubes (CRTs). This has the advantage of flexibility by using computer programs that can be modified relatively easily. Personnel at the Institute for Reactor Safety in West Germany are working on such an approach, which they call the Disturbance Analysis System (DAS) [2]. The DAS is a program which analyzes reactor operating parameter to inform the operators of the cause and history of any event being reported by the conventional displays and annunciators. It is up to the operator to judge which action is appropriate to take. Theroretically, it would be possible for the DAS software to include programs to provide suggestions to the operator on preventive and remedial action to take. There is risk to this approach, with its inherent dependence on programming omnipotence, and the likelihood that operators might grow too dependent on automatic equipment.

Even without diagnostic programming, the DAS will reduce the information load on the operator. It should be especially valuable in an emergency in terms of the stability of the

operator's responses and of correct and timely diagnosis of the unusual event. Although the DAS would require a greater number of sensors than in a standard NPP, the number of operator displays would not increase. In fact, with the DAS, the operator could center his attention on only a few displays, a far cry from the present situation in which hundreds of annunciators divert the operator's attention, most of which convey no useful information for the problem at hand [7].

In designing the displays for a system such as the DAS, it is necessary to recognize that the operator can more readily be overloaded with information displayed on CRTs than he is with conventional displays in NPPs. Without a detailed task analysis of the demands that any proposed display system and components would impose on an operator, the potential benefits of the DAS could be offset by the tendency for designers to display an CRTs all that is technical feasible to display.

Inadequate Indications of Positions of Valves

One of the most serious error-likely situations in NPPs is the poor labeling on manual (i. e., locally-operated) valves throughout the plant and the lack of any indication of the normal positions for these valves. The labeling of switches for motor-operated valved (MOVs) is easier to read than that for manual valves, but most plants fail to display the normal operating positions of these MOVs, either.

In the case of manual valves, solutions are simple and inexpensive. At one plant, the author suggested that easy-to-read plastics signs be placed on each critical manual valve that would clearly indicate not only the function of the valve and the reactor it was part of, but would also indicate the normal operating position for that valve. Although the plant superintendent recognized the utility of this suggestion, he could not get this simple "quick fix" implemented. Within a year, an auxiliary operator mistakenly opened a valve in the wrong reactor system (i. e., he had the correct valve but the wrong reactor) and the resulting damage cost the utility several days of lost revenue.

There are several methods of providing readable labels for manual valves and for displaying the normal operating posi-

tions. The important point is not the use of any specific solution but that a solution to such costly human errors can be implemented at minor expense. In the case of the switches for MOVs, changes to the permanent displays can be made at somewhat greater cost. For example, in plants where pairs of status lamps are used to indicate MOV status (i. e., green lamp on the left indicates closed position and red lamp on the right indicates open position), two possible solutions come to mind. One, which has been adopted in a European plant, is to use lamp position (i. e., left or right) to indicate valve status, and to use a neutral lamp (e. g., frosted white) for the normal operating position and a red lamp for a nonnormal position. Another solution is to retain the green and red lamps, and place some special mark around the normal position, e. g., a heavy black outline. This would not be nearly as attention-getting as the first solution, but could be implemented quickly and cheaply. Still another solution used in some U. S. plants is the color coding of green for normal and red for nonnormal states, which is characteristic of most equipment in most countries. A second coding scheme is used to indicate the actual position of the valve, e. g., a circle for the open position and a bar for the closed position. Thus, a red backlighted bar would indicate that the valve is closed and that this is not normal operating position. Operators at one plant the author has visited like this system find it more natural and useful than the conventional NPP practice of using red for open and green for closed.

The above solutions to this real problem are not exhaustive. Certainly, it should be apparent that the present color coding scheme is inadequate and should be changed.

Poor Quality of Written Instructions

Reference to table 1 shows that one of the external PSFs is job and task instructions. One of the most important work methods is the correct use of written procedures, especially checklists. If any routine task is performed without step-by-step reference to written procedures, errors of omission are very likely. Yet, investigations of written procedures [3] show that NPP personnel often do not use them when they should. During the WASH-1400 study [6] we concluded that three primary reasons for *not* using written procedures are that they are difficult to read, difficult to locate, or inconvenient to use. We further concluded that the typical format and writing style of NPP procedures was at about the same incomprehensible level as that of military procedures in 1950 prior to the application of ergonomics principles.

One of the major problems related to NPP written procedures is that the signal-to-noise ratio is very low, that is, for the number of words employed, the amount of useful information is low. This is because these procedures are written in a narrative style, often using stilted language, and with several important operator actions included in one sentence or paragraph. There are different kinds of formats and writing styles; the one we prefer is illustrated in figure 3 which shows part of the procedures for the immediate manual actions in response to a loss-of coolant accident (LOCA). Note that many of the conventional parts of narrative writing (i. e., articles, conjunctions, prepositions, etc.) are not necessary. Thus, the signal-to-noise ratio is materially improved. In one experimental study at an industrial plant [5], it was found that experienced technicians familiar with the usual narrative type of format made one-third fewer errors a columnar format (like that shown in the figure) even though it was unfamiliar to them.

Apart from problems of format and writing style, one of the most serious problems with NPP emergency procedures is that there are often too many instructions that are not safety-related. Much of this safety-irrelevant information concerns the reduction of monetary loss in the event of a

Step	Check	Indication or Item Manipulated	Activity	Result/Feedback
1	○	SI Initiation	Verify	SAFETY INJECTION ACTIVATED (Ann-7 Yellow 3)
2	○	REACTOR COLLANT PUMP 1A, 1B, 1C, 1D (U-Grey 84-87)	TRIP 4 Switches	TURBINE TRIP REACTOR TRIP (Ann-6 Grey 1)
3	○	GROUP A MONITOR LIGHTS (U-Blue-3)	Verify	Dark except: (1) N2-ACC 1880 (Yellow 4) (2) RHR HX2 1-0807 (White 3)

Fig. 3: Steps from columnar style format for NPP written procedures

transient. For example, at one plant, there were so many economic-centered instructions in the procedure for a LOCA that it would not be possible for a control room operator to consistently comply with the safety-related instructions on a timely basis. (This judgement was based on our observations of a highly-skilled operator simulating the use of these procedures.)

The problems in written procedures in U. S. plants also exist in European plants. On-the-spot translation to English reveal the same poor signal-to-noise ratio found in U. S. NPP instructions. The solution for this problem is not inexpensive; it requires a dedication to an entirely different method of preparing and writing written instructions.

Currently, the U. S. NRC is sponsoring several studies for the improvement of written instructions.

Inadequate Provisions for On-Site Practice of Unusual Events

Military experience teaches us that people have the best chance of coping with an emergency or other unusual event if they have practiced the responses that will be required in these situations. Military experience also teaches us that without this type of practice of the unusual, the most likely first response is one of sheer disbelief – "It cannot be happening to me." We call this the "incredulity response." It has been observed in many situations, not just in military operations.

The implications of the above for reliable responses to unusual situations in NPPs is obvious. Unless operators have sufficient drill on responding to simulations of low-probabi-

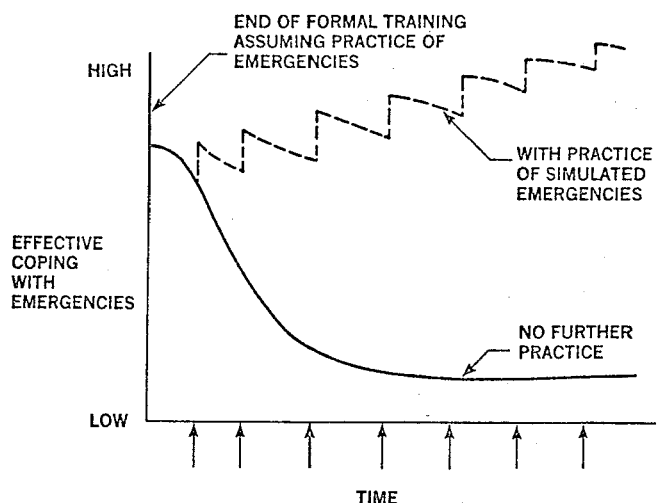


Fig. 4: Hypothetical effects of practice and no practice on maintenance of emergency skills

lity events, they will probably not respond appropriately should such an event occur. Figure 4 shows what is likely to happen in the absence of practice and what is likely to happen with routine practice.

How much practice should be given? There is no ready answer.

However, in commercial aviation, airline pilots must be recertified every six months, and this recertification includes practice of emergencies in dynamic flights simulators. Whether or not NPP operators should be required to practice unusual events in dynamic simulators of NPP control rooms is yet to be decided. Regardless of what schedule might be deemed adequate and economically feasible, practice in dynamic NPP simulators can be complemented with inexpensive practice on-site which we call the "talkthrough." In this method each operator (or other NPP person) is periodically asked by his supervisor to imagine a certain unusual event, and to describe in detail what he would do. The operator obtains the appropriate written instructions and describes in detail each step he would perform, pointing to controls he would operate (and to what position), pointing to displays he would read (and what he would be looking for), and describing the time relationships involved and what would be happening to the systems in the plant. This game of "what if?" can be very challenging and interesting to plant personnel, and could relieve some of the boredom and monotony that some of them report. In the U. S., we have recommended to the NRC that its onsite inspection and enforcement personnel periodically require randomly selected plant personnel to go through such an operation, and that their responses be timed and evaluated for accuracy. When such a program is carried out, the likelihood of the incredulity response will be greatly reduced and the probability of timely and correct responses to unusual events will be greatly enhanced.

Concluding comments

The human error problem in nuclear power plants is very real; human oversights and errors of commission in serious accidents such as that at TMI-2 and Brown's Ferry, as well as less publicized incidents described in the LERs from U. S. nuclear plants, have demonstrated that greater attention to human factors is needed to correct serious ergonomics deficiencies in existing plants and to avoid them in the design of future plants.

That is the "bad news." The "good news" is that there exists the technology required to carry out these improvements, there are qualified people available to apply the technology, and many of the changes that are required for the highest levels of human reliability in NPP operations are relatively inexpensive, even when making changes in present plants. One can conclude that there are problems but that these problems are readily solvable. The major risk to nuclear power lies in not solving these problems.

List of abbreviations

CRT — Cathode Ray Tube
 DAS — Disturbance Analysis System
 LER — Licensee Event Report
 LOCA — Loss-of Coolant Accident
 MOV — Motor-Operated Valve
 NPP — Nuclear Power Plant
 NRC — Nuclear Regulatory Commission
 PSF — Performance Shaping Factor
 QC — Quality Circle
 SI — Safety Injection
 TMI-2 — Three Mile Island Unit Number 2
 U. S. — United States

References

- [1] Axelsson, R. and U. Lundberg: Working Environment of Operating in a Nuclear Power Plant: Pilot Study, Report No. TA 875-R1, Professor Sten Luthander Engineering Office, Bromma, Sweden, December 1975.
- [2] Bastl, W. and L. Felkel: Personnel Communication, Gesellschaft für Reaktorsicherheit mbH, April 1980.
- [3] Brune, R. L. and M. Weinstein: Development of a Checklist for Evaluating Maintenance, Test, and Calibration Procedures Used in Nuclear Power Plants, NUREG/CR-1368, SAND80-7053, HPT Inc., Thousand Oaks, CA 1980.
- [4] Cole, R. E.: Will QC Circles Work in the U.S.? Quality Progress, 1980, 13 (7), 30-33.
- [5] Haney, R. W.: The Effects of Instructional Format on Functional Testing Performance, Human Factors, 1969, 11, 181-187.
- [6] Human Reliability Analysis, Section 6.1 in Appendix III — Failure Data, of WASH-1400 (NUREG-75/014: Reactor Safety Study — An Assessment of Accident Risk in U. S. Commercial Nuclear Power Plants, U. S. Nuclear Regulatory Commission, Washington, DC, Oct. 1975.
- [7] Kemeny, G. G. (Chairman): Report of the President's Commission on the Accident at Three Mile Island, U. S. Government Printing Office, Washington, DC, October 1979.
- [8] Malone, T. B., Kirkpatrick, M., Mallory, K., Eike, D., Johnson, J. H. and R. W. Walker: Human Factors of Control Room Design and Operator Performance at Three Mile Island-2, Vols I, II, III, NUREG/CR 1270, Three Mile Island Special Inquiry Group, U. S. Nuclear Regulatory Commission, Washington, DC, January 1980.
- [9] Lagerlof, E.: Risk Identification, Risk-Consciousness and Work Organisation — Three Concepts in Job Safety, in Research on Occupational Accident, French-Swedish Symposium in Stockholm, Sept. 7-10, 1976, Stockholm: Liber Tryck, 1977.
- [10] Meister, D.: The Problem of Human-Initiated Failures, Proceedings of 8th National Symposium on Reliability and Quality Control, Inst. of Electrical and Electronics Engineers, New York, 234-239, January 1962.
- [11] Meister, D. and G. F. Rabidau: Human Factors Evaluation in System Development, New York: Wiley, 1965.
- [12] MIL-H-46855A, Military Specification, Human Engineering Requirements for Military Systems, Equipment and Facilities, U. S. Dept., of Defense, Washington, DC, 31 January 1979.
- [13] MIL-STD-1472B, Military Standard, Human Engineering Design Criteria for Military Systems, Equipment and Facilities, U. S. Dept. of Defense, Washington, DC, 10 May 1978.
- [14] Miller, R. B.: A Method for Man-Machine Task Analysis, WADC TR 53-137, USAF, Wright-Patterson Air Force Base, Ohio, June 1953.
- [15] Rasmussen, J. and J. R. Taylor: Notes on Human Factors Problems in Process Plant Reliability and Safety Prediction, Risø-M-1894, Risø National Laboratory, Roskilde, Denmark, September 1976.
- [16] Raudenbush, M. H.: Human Engineering Factors in Control Board Design for Nuclear Power Plants, Nuclear Safety, 1973, 14, 21-26.
- [17] Rogovin, M. and G. E. Frampton, Jr. (eds.): Three Mile Island, A Report to the Public, Vol. 1, Special Inquiry Group, U. S. Nuclear Regulatory Commission, Washington, DC, January, 1980.
- [18] Rook, L. W.: Reduction of Human Error in Industrial Production, SC-TM-93-62 (14), Sandia Laboratories, Albuquerque, NM June 1962.
- [19] Rook, L. W.: Motivation and Human Error, SC-TM-65-135, Sandia Laboratories, Albuquerque, NM, September 1965.
- [20] Rubinstein, E.: The Accident that Shouldn't Have Happened, IEEE Spectrum, 1979, 16, 33-42.
- [21] Schmall, T. M. (ed): Conference Record for 1979 IEEE Standards Workshop on Human Factors and Nuclear Safety, Inst. of Electrical and Electronic Engineers, New York, 1980.
- [22] Seminara, J. L., Eckert, S. K., Seidenstein, S., Gonzalez, W. R., Stempson, R. L. and S. O. Parson: Human Factors Methods for Control Room Design, EPRI NP-1118-SY, Electric Power Research Institute, Palo Alto, CA, June 1979.
- [23] Seminara, J. L., Gonzalez, W. R. and S. O. Parson: Human Factors Review of Nuclear Power Plant Control Room Design, EPRI NP-309, Electric Power Research Institute, Palo Alto, CA, Nov. 1976.
- [24] Seminara, J. L., Pack, R. W., Gonzalez, W. R. and S. O. Parsons: Human Factors in the Nuclear Control Room, Nuclear Safety, 1977, 18, 774-790.
- [25] Seminara, J. L., Pack, R. W., Seidenstein, S. and S. K. Eckert: Human Factors Engineering Enhancement of Nuclear Power Plant Control Rooms, Nuclear Safety, 1980, 21, 351-363.
- [26] Shapero, A., Cooper, J. I., Rappaport, J., Schaeffer, R. H. and C. Bates, Jr.: Human Engineering Testing and Malfunction Data Collection in Weapon System Test Programs, WADC TR 60-36, USAF, Wright-Patterson Air Force Base, Ohio, February 1960.
- [27] Sheridan, T. B.: Human Error in Nuclear Power Plants. Technology Review, February 1980, 23-33.

- [28] Skans, S., Axelsson, R., Hyden, B., Stensson, G. and J. Wirstad: Safety Implications of Human Error, Report TA 838-R5, Professor Sten Luthander Engineering Office, Bromma, Sweden, 1974 (English translation, 1977, from the U. S. Nuclear Regulatory Commission).
- [29] Sugarman, R.: Nuclear Power and the Public Risk, IEEE Spectrum, 1979, 16, 59-79.
- [30] Swain, A. D.: Human Reliability Assessment in Nuclear Reactor Plants, Monograph SCR-69-1236, Sandia Laboratories, Albuquerque, NM, April 1969.
- [31] Swain, A. D.: A Work Situation Approach to Improving Job Safety, Proceedings, 1969 Professional Conference, American Society of Safety Engineers, Chicago, August 1969, 233-257.
- [32] Swain, A. D.: Preliminary Human Factors Analysis of Zion Nuclear Power Plant, NUREG76-6503, SAND76-0324, U. S. Nuclear Regulatory Commission, Washington, DC, October 1975.
- [33] Swain, A. D.: The Human Element in System Safety, 712 Sundown Pl, SE, Albuquerque, NM 87108, May 1980.
- [34] Swain, A. D.: Design Techniques for Improving Human Performance in Production, 712 Sundown Pl. SE, Albuquerque, NM 87108, June 1980.
- [35] Swain, A. D. and H. E. Guttman: Human Reliability Analysis Applied to Nuclear Power, Proceedings of 14th Annual Reliability and Maintainability Conference, Inst. of Elect. and Electronic Engineers, New York, January 1975, 116-119.
- [36] Swain, A. D. and H. E. Guttman: Handbook of Human Reliability Analysis With Emphasis on Nuclear Power Plant Applications (Draft for Public Review), NUREG/CR-1278, Office of Nuclear Regulatory Research, U. S. Nuclear Regulatory Commission, Washington, DC 20555, September 1980.
- [37] Van Cott, H. P. and R. G. Kincaide (eds): Human Engineering Guide to Equipment Design, (rev. ed.), Washington, DC: U. S. Government Printing Office, 1972.

Discussion

K. Orth, (KWU, Erlangen):

Mr. Swain, your presentation reflected a safety philosophy, which relies on the operator to a very high degree. In our country the safety functions needed within 30 minutes after an accident are initiated automatically. The operator is needed only in the long term phase after an accident.

Can you agree that questions of ergonomics and human factors cannot be discussed separately, but only in combination with questions of overall plant design, questions of the degree of control and automatization, and questions of automatic initiation of safety measures?

A. D. Swain (Sandia National Laboratories, USA):

I didn't hear all of your questions, I'm sorry, but let me answer those which I did hear. You pointed out that initiation of certain safety responses is done automatically. Well, of course, it is in our plants, too. But the only thing I would have to point out to you is that unless your programmers of computer systems or the designer of hardware systems are omnipotent and will never make mistakes, then you do have to have an operator there to compensate for things which you have not anticipated in the design of the systems. And to the extent that you rely on automatic systems, you have to look very carefully to see that you don't rely so much on automatic systems, that you completely divorce the operator from knowing what's going on in the system. If the operator becomes a mere button pusher, then if you do demand him to step in and intervene in some unusual situation; he will not have a very good probability of doing so correctly. Those of us who have been treating complex systems for many years, we like to see automation used but we say, it must be used very carefully so that we don't completely wash out the skills of the operator. Otherwise, in that joke about the automatic pilot which I just told you, "You have nothing to worry about, etc."

Wendling (BMI):

Mr. Swain, you showed us a kind of sawtooth curve concerning the ability of the operator to cope with an emergency.

First question: What kind of experience is the basis of this curve?

Second question: Can you give numbers about the frequency and the intensity of the practice necessary to arrive at that curve?

A. D. Swain (Sandia National Laboratories, USA):

I think you are asking two questions, one, what is the data or information behind this curve, and secondly how frequent should this practice be given. The curve itself is a theoretical curve, it makes a lot of sense, psychologically, so we know it is a valid curve. If you look for example at the training and the practice in responding to emergencies given to aircraft pilots, you find that they are required every six months to have a recertification examination and this means that they have to go back the dynamics simulator and have experience in responding to emergencies and, of course, in the American and European community, this means that they have to be given check-rides by a qualified instructor every six months. So in the case of airplane pilots this practice takes place every six months at least, and perhaps they are doing something in the cockpit besides playing cards or whatever. Now in the nuclear power plant field it was some time ago decided in the U. S. to have each nuclear plant operator be recertified every two years and this was supposed to include visits to a simulator. Now when this decision was made at that time, I said that's not enough. Fine, if you can only afford to send an operator every two years back to the simulator, o. k., but this means you have to give him other kinds of practice in between those bi-annual visits to a simulator. This is why I recommended to the NRC that the onsite NRC-inspector at a plant will periodically choose some operator at random, on some randomly selected shift, and give him a problem to solve. In other words we would say to this operator, you have just lost main feed water, and we would start the stop watch. Well I am going to put a little stress on these fellows, and see how well they do. And this is what I would like to see done. Unfortunately, that requires a little imagination, we have not done it yet in our country.

Auswertung von Betriebserfahrungen durch die GRS

Von E. Lindauer und P. Kafka ¹⁾

Kurzfassung

Es wird ein Überblick über die Aktivitäten der GRS zur Auswertung von Betriebserfahrungen gegeben. Dabei wird unterschieden zwischen

- Arbeiten zur Unterstützung des BMI bei der Aufsicht. Ziel dieser Arbeiten ist es, sicherheitsrelevante Betriebserfahrungen aus Kernkraftwerken der Bundesrepublik und des Auslandes zentral zu erfassen, den beteiligten Stellen verfügbar zu machen und Empfehlungen für Verbesserungen bei Errichtung und Betrieb der Anlagen abzuleiten.
- Forschungsaktivitäten. Es werden Beispiele dafür angegeben, wie die Analysen der deutschen Risikostudie durch Betriebserfahrungen abgesichert wurden, und weiterführende Projekte vorgestellt.

Abstract

A review is given relative to the GRS-activities in the interpretation of operation experiments.

In this work it is differed

- the support of the Federal Minister of Interior in supervising. The goal of these works is, to collect the safety related operation experiments of nuclear power plants in Germany and foreign countries, to make these data available to all participants and to give recommendations for improvements in construction and operation.
- the development activities. Examples are given, how the accuracy of the analysis of the german risk study is demonstrated by operation experiments and continuing projects are presented.

Einleitung

In diesem Beitrag wird über die Aktivitäten der GRS auf dem Gebiete der Auswertung von Betriebserfahrungen berichtet. Es wird dabei unterschieden zwischen

- Tätigkeiten, die im Zusammenhang mit dem behördlichen Aufsichtsverfahren stehen und
- Forschungsaktivitäten.

Der Schwerpunkt des Beitrags liegt im ersten Bereich, weil zu Forschungsaktivitäten insbesondere im Rahmen der Risikostudie anderweitig ausführlich berichtet wurde.

Unterstützung der behördlichen Aufsicht

Zielsetzung und Organisation in der GRS

Zielsetzung der Arbeiten im Zusammenhang mit der behördlichen Aufsicht ist es

- die in der Bundesrepublik anfallenden sicherheitsbezogenen Betriebserfahrungen zentral zu erfassen und allen beteiligten Stellen verfügbar zu machen,
- die entsprechenden ausländischen Informationen zu sammeln und zur Verfügung zu stellen,
- durch Auswertung der in- und ausländischen Erfahrungen Empfehlungen für Verbesserungen bei Errichtung und Betrieb von Kernkraftwerken zu erarbeiten.

Diese Arbeiten werden in der GRS von einer eigenen Gruppe wahrgenommen, die ausschließlich diese Aufgabe hat. Sie besteht aus sechs Mitarbeitern. Für vertiefende Untersuchungen

zu speziellen Fragestellungen werden die jeweiligen Fachabteilungen herangezogen.

Überblick und Einbindung der GRS in den Informationsfluß

An der Auswertung und Umsetzung von Betriebserfahrungen sind in der Bundesrepublik eine ganze Reihe von Institutionen beteiligt. Zweck dieses Beitrages ist es, den Beitrag der GRS darzustellen. Daß im folgenden im wesentlichen von der GRS die Rede ist, sollte daher nicht mißverstanden werden, etwa als Unterbewertung der Arbeit der anderen Institutionen.

In Bild 1 sind nur die wichtigsten institutionalisierten Informationswege angedeutet. Tatsächlich ist das Informationsnetz wesentlich dichter, als es eine solche Darstellung zeigt:

- Zusätzliche, über die formelle Meldung hinausgehende, Informationen zu Störungen, technischen Einzelheiten usw. erhält die GRS von den Landesbehörden, den Betreibern, dem TÜV, den Herstellern sowohl auf Rückfrage als auch durch Zustellung von Berichten, die diese Institutionen unabhängig von der Arbeit der GRS erstellen.
- Die GRS ist Mitglied der Leitstelle Kerntechnik und daher in deren Informationsaustausch über Betriebserfahrungen voll eingebunden. Als Beispiel ist etwa die Erfassung und Auswertung von Vorkommnissen in der Fertigungsphase zu nennen.
- Zur Arbeit der RSK ist ein enger Kontakt dadurch gegeben, daß ihre Geschäftsstelle in der GRS angesiedelt ist. Beratungsunterlagen wurden von der GRS zum Beispiel erstellt zu Schäden an Vorsteuerleitungen von Entlastungsventilen in KKI, zu Rissen in Speisewasserleitungen von Schwerwasserreaktoren (SWR), zur Auswertung des Störfalls in Three Mile Island.

- Die Ergebnisse von bundesgeförderten Untersuchungen sind für die GRS verfügbar. Beispiel sind etwa die Untersuchungen der Materialprüfungsanstalt Stuttgart.

Der internationale Informationsaustausch über Betriebserfahrungen erfolgt sowohl bilateral über Abkommen der Bundesrepublik als auch multilateral in internationalen Organisationen. Das bedeutendste internationale Informationssystem über Störfälle ist das „Incident Reporting System“, das im Rahmen der OECD eingerichtet wurde, und dem die einzelnen Länder Vorkommnisse nach festgelegten Kriterien melden. Ein ähnliches System ist bei der IAEA in Planung. Auf bilateraler Basis erhält die GRS direkt oder über das BMI regelmäßig Informationen über Störfälle aus den USA, Schweden und Finnland und von einer Reihe anderer Länder von Fall zu Fall.

Die Arbeitsergebnisse der GRS werden in folgenden Formen verbreitet:

- Kurzkomentierung der einzelnen Vorkommnisse für den BMI
- Zusammenfassung der Vorkommnisse in vierteljährlichen Berichten (Quartalslisten), die an BMI, RSK, Länderbehörden, TÜV und Betreiber versandt werden,
- Stellungnahmen zu ausgewählten Vorkommnissen an den BMI, die im Einvernehmen mit dem BMI als sogenannte Weiterleitungen an den gleichen Verteiler versandt werden,
- Beantwortung von Anfragen des BMI zu speziellen Fragen (Beispiele: Anzahl von Brandereignissen, Lockerung von Befestigungsmitteln an Pumpen, ausgelöst durch Vorkommnisse in den USA).

¹⁾ Dr.-Ing. Erwin Lindauer und Dr. Peter Kafka, Gesellschaft für Reaktorsicherheit (GRS) mbH.

Eine weniger formelle, jedoch wichtige Art der Berücksichtigung der Betriebserfahrungen ist die Nutzung in anderen Untersuchungsprojekten. Genannt sei zum Beispiel eine BMI-geförderte Untersuchung zur Verbesserung des Simulatortrainings.

Vorgehen bei der Auswertung

Allgemeines

Eine wichtige Informationsquelle sind die formalisierten Meldungen besonderer Vorkommnisse, auch wenn im Einzelfall wesentlich detailliertere Informationen eingeholt werden. Das Funktionieren dieses Meldesystems wird hier nicht im einzelnen dargestellt, es mögen die folgenden Stichworte genügen:

- es existieren Kriterien, die festlegen, welche Art von Vorkommnissen zu melden sind (Tafel 1);
- die Meldung erfolgt auf Formblättern, auf denen das Vorkommnis durch Text und codierte Angaben dargestellt wird.

Die weitere Bearbeitung hat die folgenden Schwerpunkte:

- Speicherung,
- statistische Auswertungen,
- Auswahl von Vorkommnissen, die eine weitere Untersuchung erfordern, und
- Einzelverfolgung ausgewählter Störungen.

Speicherung

Zur Speicherung der Vorkommnisse wird ein Datenbanksystem verwendet. Es wurde eine Struktur entwickelt, die eine Abfrage nach jedem einzelnen Informationsblock erlaubt, der auf den Meldeformularen vorgesehen ist.

Damit sind zum Beispiel Anfragen der folgenden Art möglich:

Welche Vorkommnisse in der Anlage X betrafen Störungen an Ventilen im System Y, die bei Funktionsprüfungen entdeckt wurden.

Die Datenbank wurde im vorigen Jahr entwickelt. Sie ist einsatzbereit, ein Teil der Vorkommnisse aus den vorausgehenden Jahren ist noch nachzuladen.

Statistische Auswertungen

Statistische Auswertungen kann man mit zwei Zielen betreiben:

- Darstellung eines erreichten Zustandes.
- Aufspüren von Bereichen, wo weitere Verbesserungsmöglichkeiten gegeben sind.

Als Beispiel kann man etwa die Vorkommnisse mit erhöhten Abgaben oder Freisetzung von Aktivitäten außerhalb der Anlage verwenden (Bild 2). Die Darstellung zeigt, daß weniger als 10 % der Vorkommnisse mit Freiwerden von Aktivität verbunden sind, daß bei etwa 3 % Grenzwerte für Normalbetrieb überschritten wurden (Stundengrenzwerte) und daß Störfallrichtwerte in der Bundesrepublik noch nie erreicht wurden. Man kann noch hinzufügen, daß auch bei den Überschreitungen die Werte weit unterhalb der Störfallrichtwerte lagen. Betrachtet man die zeitliche Entwicklung, dann erhält man das folgende Bild (Bild 3). Man erkennt einen fallenden Trend, sowohl was erhöhte Angaben und Freisetzungen insgesamt, als auch, was Überschreitungen von Grenzwerten angeht.

Eine derartige Darstellung demonstriert damit den hohen Standard, der bei der Rückhaltung von Radioaktivität vorhanden ist, weitergehende technische Folgerungen läßt sie kaum zu.

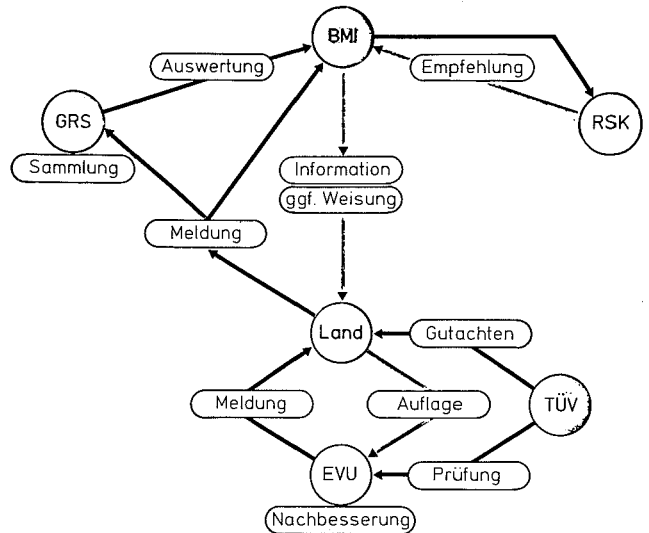


Bild 1: Wichtige institutionalisierte Informationswege

Tafel 1: Inhalte der Meldungen

- Identifikation (System, Komponente usw.)
- Beschreibung
- Erkennung
- Ursache
- Auswirkungen
- Behebung
- Vorkehrungen gegen Wiederholung

Konkrete Verbesserungsmöglichkeiten lassen sich aus einzelnen Vorkommnissen ableiten, bei denen mehr oder weniger offen Schwächen zutage treten, deren Beseitigung erforderlich ist. Darauf wird weiter unten eingegangen. Darüber hinaus muß es aber auch Ziel sein, aus einer Summe von einzelnen betrachteten unbedeutenden Vorkommnissen, Bereiche zu identifizieren, in denen Verbesserungen angezeigt sind. Bezüglich der Methoden, die hier anzuwenden sind, stehen wir noch ziemlich am Anfang, sowohl in der Bundesrepublik, als auch international.

Die Problematik soll an einem Beispiel kurz angesprochen werden. Bild 4 zeigt eine Aufteilung der Vorkommnisse nach den wichtigsten Systemen. Es wäre offensichtlich zu simpel und würde mit Sicherheit zu Fehlschlüssen führen, wenn man einfach die Anzahl der Vorkommnisse zur Beurteilung der Systeme heranziehen würde.

Um sinnvolle Aussagen zu erhalten, muß man

- die einzelnen Ereignisse wesentlich weiter differenzieren nach der Art der Störung, ihrer tatsächlichen Aus-

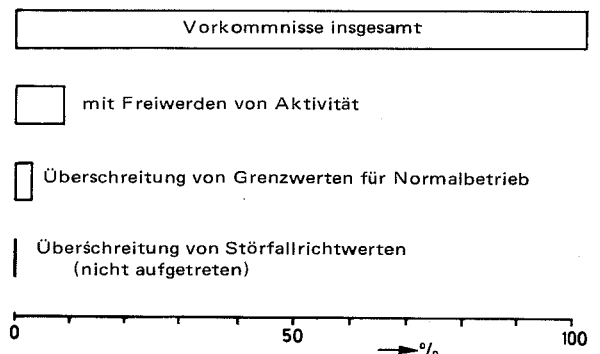


Bild 2: Freiwerden von Aktivität außerhalb der Anlage

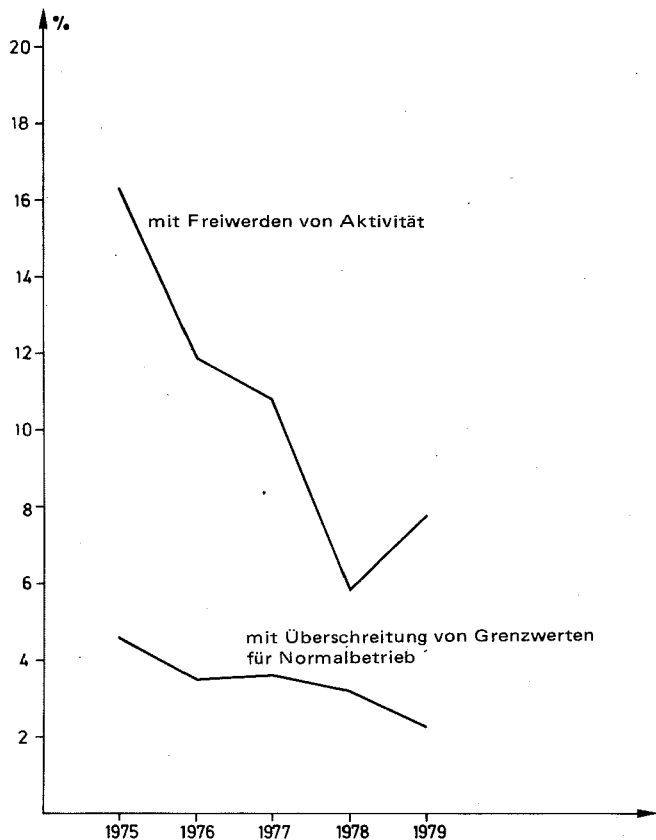


Bild 3: Zeitliche Entwicklung des Anteils mit Freiwerden von Aktivität

wirkung und den Entdeckungsmöglichkeiten bei Prüfung,

- und sie in Bezug zum Sicherheitskonzept der Gesamtanlage setzen. Das heißt, man muß fragen, was sonst noch hätte auftreten müssen, um ins Gewicht fallende Auswirkungen zu erzeugen.

Die Schwierigkeiten solcher Auswertungen liegen auf der Hand. Die Verfasser sind aber der Ansicht, daß Methoden, mögliche Schwächen zu finden, bevor sie manifest geworden sind, verstärkt entwickelt werden sollten. Die Speicherung der Daten mit EDV ist dabei eine wichtige Voraussetzung.

System	Zahl der Ereignisse		
	50	100	150
Notstromversorgungssystem	Notstromdiesel		
Frischdampf- und Speisewassersystem	[Bar chart]		
Not- und Nachkühl-system	[Bar chart]		
Reaktorkühlsystem	[Bar chart]		
Abschaltsystem	[Bar chart]		
Reaktorschutzsystem	[Bar chart]		
Turbine und Generator	[Bar chart]		
Lüftungssystem	[Bar chart]		
Reaktordruckbehälter - Einbauten	[Bar chart]		
Druckhalte- und Abblasesystem	[Bar chart]		
Sicherheitshülle	[Bar chart]		
Sonstiges	→ 193		

Bild 4: Systeme mit sicherheitstechnisch bedeutsamen Vorkommnissen

Verwertbare, wenn auch durchaus nicht offensichtliche Hinweise für solche Auswertungen sind vorhanden. Beim Ausfall von Entlastungsventilen in Würzgassen war zum Beispiel die Ursache, daß sich Hubmagnete wegen einer versprödeten Gummimanschette nicht bewegen ließen. Schwergängigkeit an entsprechenden Hubmagneten war zuvor, wenn auch aus anderen Gründen, bereits mehrfach aufgetreten.

Wichtige Einzelvorkommnisse

Als wichtig sollen hier Vorkommnisse verstanden werden, bei denen bereits der Einzelfall spezielle Vorkehrungen gegen Wiederholung erforderlich macht, zum Beispiel weil das Vorkommnis einen Störfall auslöste oder die Wirksamkeit von Sicherheitssystemen eingeschränkt war, bzw. diese Auswirkungen bei anderen, realistischerweise anzunehmenden Bedingungen, möglich gewesen wären. Oder ein Vorkommnis kann wichtig sein, weil generelle Probleme sichtbar werden, zum Beispiel die Frage der Eingriffsmöglichkeiten in den Reaktorschutz beim Störfall in Brunsbüttel.

Aufgabe der GRS ist es in solchen Fällen primär nicht, Abhilfemaßnahmen vorzuschlagen. Dies liegt in der Verantwortung der Landesbehörde, die die Vorschläge des Betreibers prüft, und dabei den TÜV als Gutachter zuzieht.

Aufgabe der GRS ist es in erster Linie, dem BMI Entscheidungshilfen dafür an die Hand zu geben, ob und welche Maßnahmen der BMI ergreifen sollte. Daher ist es in der Regel erforderlich, kurzfristig aufgrund der verfügbaren Informationen Stellung zu nehmen. Eine solche Stellungnahme enthält eine Darstellung des Sachverhalts, wie er sich zu diesem Zeitpunkt darstellt, eine sicherheitstechnische Wertung, eine Beurteilung der Relevanz für andere Anlagen und Empfehlungen für Maßnahmen.

Als Beispiel sei der bereits erwähnte Fall angeführt, daß sich bei einer Prüfung sechs Entlastungsventile nicht öffnen ließen. Die erste Stellungnahme der GRS einige Tage nach dem Vorkommnis enthielt folgende Empfehlungen:

1. Unmittelbare Maßnahmen wurden nicht vorgeschlagen, weil die Ursache eindeutig erkannt und beseitigt worden war.
2. Zur mittelfristigen Festlegung von Maßnahmen gegen Wiederholung sollten die folgenden Fragen geprüft werden:
 - Erhöhung der Magnetkraft
 - Länge der Prüfintervalle
 - Möglichkeit von Prüfungen, die längerfristige Veränderungen feststellen lassen, auch stichprobenweise optische Inspektion
 - Überwachung der Funktion bei Transienten.
3. Langfristige generelle Untersuchungen: Möglichkeiten der diversitären Ansteuerung.
4. Da vergleichbare Vorsteuerventile auch in anderen Schwerwasserreaktoren und Druckwasserreaktoren zum Einsatz kommen, sollte geprüft werden, ob und gegebenenfalls welche Maßnahmen dort nötig sind.

Ohne unmittelbaren Bezug zu diesem Vorkommnis wurde schließlich vorgeschlagen, die Qualitätssicherungsmaßnahmen zu prüfen, die sicherstellen sollen, daß für GaU-feste Komponenten auch bei Instandhaltung nur entsprechend qualifizierte Bauteile verwendet werden.

Das heißt, es wurde ausschließlich eine Reihe von Punkten zur Überprüfung vorgeschlagen; eine solche Liste ist nicht so zu verstehen, daß aus jeder Anregung sich schließlich Maßnahmen ergeben. Die Empfehlungen wurden vom BMI an alle Betreiber und Länderbehörden weitergeleitet, deren Aufgabe die Festlegung konkreter Maßnahmen ist. Der BMI wird hierüber informiert und kann je nach Beurteilung weitere Informationen anfordern, die RSK um Rat bitten, weitere Gutachten anfordern usw. Die GRS bleibt über die weitere Ent-

wicklung auf dem laufenden. Sie führt eigene Untersuchungen durch und gibt dem BMI weitere Empfehlungen, entweder auf dessen Anforderung oder nach eigener Beurteilung, wenn dies zweckmäßig erscheint.

Bei ausländischen Erfahrungen steht die Frage im Vordergrund, wie weit sie auf deutsche Verhältnisse übertragbar sind. Die Erfahrung zeigt, daß die Mehrzahl der Störungen eng mit den Eigenschaften des konkret vorliegenden Systems zusammenhängt, so daß eine unmittelbare Übertragbarkeit nicht gegeben ist. Beispiel ist etwa das teilweise Scram-Versagen in Browns Ferry. Ursache war, daß ein Sammler, in den bei der Schnellabschaltung Wasser aus den Stabantrieben verdrängt werden muß, unbemerkt teilweise gefüllt war. Eine Entsprechung bei deutschen SWR gibt es nicht, weil hier aufgrund einer anderen Konstruktion bei der Schnellabschaltung kein Wasser aus dem Stabantrieb verdrängt werden muß. Aus neuerer Zeit kann als Beispiel für einen Störfall, aus dem unmittelbar nennenswerte Konsequenzen für deutsche Anlagen gezogen wurden, daher nur der Störfall in Three Mile Island genannt werden. Hierauf soll nicht im einzelnen eingegangen werden, sondern nur angemerkt, daß die GRS an der Auswertung dieses Störfalles in ganz erheblichem Umfang beteiligt war.

Bei den weniger spektakulären Vorkommnissen ist zu prüfen, wie weit einzelne Aspekte der Störungen für deutsche Anlagen relevant sein können. Zu solchen Vorkommnissen werden Stellungnahmen an den BMI abgegeben und im Einvernehmen mit ihm an die Länder, die Betreiber und die Gutachter versandt.

Auswertung von Betriebserfahrungen im Rahmen von Forschungsvorhaben

Auswertung von Betriebserfahrungen

Betriebserfahrungen werden auch in erheblichem Umfang im Rahmen von Forschungsvorhaben, das heißt ohne Bezug zum behördlichen Aufsichtsverfahren ausgewertet.

An erster Stelle sind hier die Arbeiten im Rahmen der deutschen Risikostudie zu nennen. Sie sind im Fachband 3 dieser Studie veröffentlicht.

Es wurden Erfahrungen zu den beiden folgenden Themenkomplexen ausgewertet:

- Zuverlässigkeitsgrößen für Komponenten und Systeme
- Eintrittshäufigkeiten auslösender Ereignisse

Das Schwergewicht der Phase A lag eindeutig bei der Ermittlung von Zuverlässigkeitskenngrößen, weil bezüglich der Anwendbarkeit von Literaturdaten erhebliche Unsicherheiten bestanden.

Um den unmittelbaren Vergleich mit Betriebserfahrungen zu haben, wurden in den Anlagen Biblis und Stade Betriebsunterlagen ausgewertet. Den Betreibern ist an dieser Stelle dafür zu danken, daß sie den Zugang zu allen für die Auswertung erforderlichen Dokumenten ermöglichten. Die Auswertungen wurden vor Ort durchgeführt und zwar in Biblis von Mitarbeitern der GRS und in Stade von Mitarbeitern des TÜV Norddeutschland.

Die Auswertungen stützen sich im wesentlichen auf die Protokolle der wiederkehrenden Prüfungen und auf die Instandhaltungsunterlagen. Die Prüfprotokolle erlauben eine Abschätzung von Ausfallwahrscheinlichkeiten pro Anforderung. Aus den Instandhaltungsunterlagen lassen sich auf die Betriebszeit bezogene Ausfallwahrscheinlichkeiten, sogenannte Ausfallraten ableiten.

Für die Auswertung wurden die Systeme herangezogen, die in den Analysen der Risikostudie eine wesentliche Rolle spielen, so daß die unmittelbare Anwendbarkeit der Daten gesichert ist. Es handelt sich um

Tafel 2: Berechnete und beobachtete Ausfallwahrscheinlichkeiten für Teilstränge

Teilstrang	Ausfallwahrscheinlichkeit	
	berechnet	beobachtet
HD-Einspeisung	$1,6 \cdot 10^{-2}$	$8 \cdot 10^{-3}$
ND-Einspeisung (Fluten)	$1,6 \cdot 10^{-2}$	$8 \cdot 10^{-3}$
ND-Einspeisung (sumpf)	$2,4 \cdot 10^{-2}$	$1,6 \cdot 10^{-2}$
Zwischenkühlstrang	$1,8 \cdot 10^{-2}$	$8 \cdot 10^{-3}$
Nebenkühlstrang	$1,6 \cdot 10^{-2}$	$1 \cdot 10^{-2}$

- die Not- und Nachkühlssysteme,
- die zugehörigen nuklearen Zwischen- und Nebenkühlkreisläufe,
- die Notstromanlage, und
- den Gebäudeabschluß der Lüftungstechnischen Anlagen.

Ergebnisse der Auswertungen waren:

- Ausfallwahrscheinlichkeiten und -raten für eine Reihe von Komponenten,
- Instandsetzungszeiten von Komponenten,
- Ausfallwahrscheinlichkeiten von Teilsträngen,
- Nichtverfügbarkeiten von Teilsträngen infolge von Instandhaltungsmaßnahmen.

Die umfangreichen Ergebnisse, die veröffentlicht sind, können hier nicht im einzelnen referiert werden, es sollen nur zusammenfassende Anmerkungen gemacht werden:

- Für die Mehrzahl der für die Analysen wichtigen Komponenten existieren statistisch aussagekräftige Daten aus der Betriebserfahrung.
- Bei den meisten Komponenten ergab sich eine gute Übereinstimmung zwischen den in den Analysen verwendeten Daten und der Betriebserfahrung, mit dem wichtigen Unterschied, daß die Daten aus der Betriebserfahrung erheblich weniger streuen. Tafel 2 (Startversagen von Pumpen) gibt hierfür ein Beispiel. Betrachtet man den Bereich, in dem jeweils 90 % der Verteilungen liegen, dann unterscheiden sich obere und untere Grenze bei den Literaturwerten um einen Faktor 36, bei den Betriebsdaten ist es ein Faktor 8.

Arbeiten zur Ermittlung von Eintrittswahrscheinlichkeiten von auslösenden Ereignissen wurden in der Phase A der Risikostudie in geringerem Umfang durchgeführt. Im wesentlichen wurden Daten zur Wahrscheinlichkeit von Ausfällen des Hauptspeisewassersystems, zur Eintrittswahrscheinlichkeit von Transienten, die zum Öffnen des Abblaseventils am Druckhalter führen, und zum Ausfall der Umleitstation ermittelt.

Vergleich Betriebserfahrung – Analyse

Zuverlässigkeits- und Risikoanalysen liefern bekanntermaßen Wahrscheinlichkeitsaussagen zu meist unerwünschten Ereignissen, die auf analytischem Wege gewonnen werden müssen. Zur Ermittlung dieser Werte wird ein unerwünschtes Ereignis (zum Beispiel Systemausfall) soweit in Teilereignisse zerlegt, daß über die aus der Betriebserfahrung gewinnbaren Zuverlässigkeitskenngrößen für einzelne Komponenten auf den Systemausfall hochgerechnet werden kann. Diese Zerlegungsmethode ist notwendig, da Komponentenausfälle vergleichsweise häufiger eintreten und deshalb zum Beispiel die Fehleraten aus der Betriebserfahrung ableitbar sind.

Mit zunehmender Betriebserfahrung wird es möglich, hochgerechnete analytische Ergebnisse direkt mit den aus der Betriebserfahrung gewonnenen zu vergleichen. Dieser Vergleich ist notwendig, um die Aussagesicherheit der analytischen Er-

Tafel 3: Vergleich beobachteter und berechneter Ausfallwahrscheinlichkeiten für Teilstränge

Systemteil	Ausfallwahrscheinlichkeiten aus Betriebserfahrung	Ausfallwahrscheinlichkeiten aus Fehlerbaumanalyse
Hochdruckeinspeisestrang	$8 \cdot 10^{-3}$	$1,6 \cdot 10^{-2}$
Niederdruckeinspeisestrang (Fluten)	$8 \cdot 10^{-3}$	$1,6 \cdot 10^{-2}$
Niederdruckeinspeisestrang (Sumpfbetrieb)	$1,6 \cdot 10^{-2}$	$2,4 \cdot 10^{-2}$
Zwischenkühlstrang	$8 \cdot 10^{-3}$	$1,8 \cdot 10^{-2}$
Nebenkühlstrang	$1 \cdot 10^{-2}$	$1,6 \cdot 10^{-2}$

Tafel 4: Vergleich beobachteter und berechneter Ausfallraten für Schaltgeräte der Leittechnik

System	Ausfallrate aus Betriebserfahrung ($10^{-6}/h$)	Ausfallrate aus Fehlerbaumanalyse ($10^{-6}/h$)
Betätigungsstufe B21B	0,83	1,88
Betätigungsstufe B25	0,71	1,32
Schrittstufe S21	1,06	2,01
UND Stufe	0,45	1,5
ODER Stufe	0,38	1,52
Umschaltstufe Y1	0,77	1,06
Zeitstufe Z21	0,63	1,15

gebnisse zu prüfen. Noch einschränkend muß festgestellt werden, daß dieser Vergleich bei zum Beispiel verfahrenstechnischen Sicherheitssystemen bis heute nur strangweise möglich ist, da strangweise wiederkehrend geprüft wird und zur Verifikation von Ergebnissen für redundante Systeme noch zu wenig Prüfungen vorliegen.

Ein solcher Vergleich wurde für Teilstränge der Not- und Nachkühlkette eines Druckwasserreaktors (DWR) durchgeführt. Hierzu wurden aus den wiederkehrenden Prüfungen Ausfallwahrscheinlichkeiten für Funktionsversagen im Anforderungsfall ermittelt. Ihnen wurden entsprechende Werte gegenübergestellt, die für die bei der Prüfung einbezogenen Systemteile mit Hilfe der Fehlerbaumanalyse ermittelt wurden. Als Zuverlässigkeitskenngrößen für die einzelnen Komponenten wurden die Werte, die auch der Risikostudie zugrunde lagen, eingesetzt. Als Zeitraum zwischen zwei Anforderungen galt das Prüfungsintervall von vier Wochen.

Der Vergleich ergab eine recht gute Übereinstimmung von Betriebserfahrung und analytischer Rechnung. Dies obwohl die beobachteten Ausfallwahrscheinlichkeiten auf einer sehr geringen Zahl von Ausfällen basieren. Die berechneten Werte für Teilstränge lagen durchweg etwa um den Faktor 2 höher als die beobachteten. Sie sind also eher pessimistisch. In Tafel 3 ist dies im einzelnen dargestellt. Würde man eine mittlere Ausfallwahrscheinlichkeit zwischen zwei Prüfungen berechnen und nicht die Ausfallwahrscheinlichkeit am Ende des

Prüfungsintervalles, so ergäbe sich praktisch eine Übereinstimmung beider Werte.

Ein ähnlicher Vergleich Betriebserfahrung und Analysen wurde auch für elektronische Schaltkreise durchgeführt [1]. Hierzu lagen die Ausfallwahrscheinlichkeiten für bestimmte Schaltkreistypen (zum Beispiel SIMATIC-P) aus einer umfangreichen statistischen Erhebung vor und die analytische Rechnung zur Ausfallwahrscheinlichkeit für den entsprechenden Schaltungsaufbau. Die statistische Erhebung beinhaltete dabei alle Fehlerarten, auch die für eine bestimmte Einsatzart ungefährlichen Fehler. Die analytische Berechnung wurde mit den in der Risikostudie verwendeten Ausfallraten für die einzelnen Bauelemente (Transistoren, Dioden, Widerstände usw.), über eine Fehlerbaumanalyse durchgeführt. Auch bei diesem Vergleich zeigte es sich, daß die beiden Werte recht gut übereinstimmen und die Analysen stets etwas höhere – also eher pessimistische Ausfallwahrscheinlichkeiten – für die verschiedenen Schaltkreise liefert. Auch hierzu sind einzelne Werte in Tafel 4 dargestellt.

Insgesamt steht die Nützlichkeit solcher Vergleiche wohl außer Frage. Sie sollten verstärkt angestrebt werden, um die Ergebnisse von Zuverlässigkeits- und Risikoanalysen durch den Betriebstest der analysierten Systeme letztlich als Prognose belastbar zu machen.

Weiterführende Auswertungen

In Phase B der Risikostudie stellt die Auswertung von Transienten einen Schwerpunkt der Arbeiten dar, neben der weiteren Ermittlung von Zuverlässigkeitskenngrößen. Entsprechende Arbeiten sind ebenfalls in den Anlagen Biblis und Stade aufgenommen worden.

Ein weiteres längerfristiges Projekt zur Ermittlung von Zuverlässigkeitskenngrößen wird mit Förderung durch das BMFT in Zusammenarbeit mit dem RWE im Kernkraftwerk Biblis B durchgeführt. Im Gegensatz zu den Arbeiten im Rahmen der Risikostudie wird hier eine erheblich feinere Differenzierung nach Konstruktions-, Auslegungs- und Betriebsdaten, Art der Instandhaltung, Qualitätsklasse usw. angestrebt. Daher werden hierfür in großem Umfang Grunddaten dieser Art erfaßt und in einem Datenbanksystem gespeichert. Auf diese Grunddaten werden dann die aufgetretenen Schäden bezogen. Die Erfassung und Speicherung der Grunddaten ist abgeschlossen, derzeit werden Schadensdaten ausgewertet. Erste Auswertungen des Datenbestandes sind für Ende dieses Jahres vorgesehen.

Als letztes Vorhaben zur Ermittlung von Zuverlässigkeitsdaten soll noch ein Projekt genannt werden, das in Zusammenarbeit mit dem TÜV Rheinland und dem Rheinisch-Westfälischen TÜV durchgeführt wird. Dabei werden Prüfergebnisse von Sicherheitsventilen in erster Linie aus konventionellen Anlagen ausgewertet. Das Vorhaben wurde 1980 begonnen, mit Ergebnissen ist Mitte 1981 zu rechnen.

Schrifttum

- [1] E. Schrüfer et al.: Ausfallraten ausgewählter Bauelemente und Geräte der Leittechnik, EMT 1/79, Technische Universität München

Diskussion

R. Etemeyer (KRB):

Herr Lindauer hat in seinem Vortrag vornehmlich jene Vorkommnisse behandelt, die meldepflichtig sind. Das Kraftwerksgeschehen – auch das in Kernkraftwerken – besteht aber aus einer weit größeren Zahl von Ereignissen und Störungen.

Mir erscheint es wichtig, darauf hinzuweisen, daß auch diese Dinge ausgewertet werden:

1. beim Betreiber,
2. in Betreibergruppen,
3. im ABE-Ausschuß,

so daß auch aus diesen Störfällen Erfahrungen für den Betrieb gewonnen werden.

Anforderungen an die Qualitätssicherung im Betrieb

Von H. Schulz und K. Wagner¹⁾

Kurzfassung

Der gegenwärtige Stand der Regelgebung zur Qualitätssicherung sowie die Handhabung der Qualitätssicherung im Betrieb von Kernkraftwerken wird erläutert. Am Beispiel der wiederkehrenden Prüfungen in Kernkraftwerken wird aufgezeigt, welche Schwierigkeiten bei der organisatorischen und technischen Umsetzung der Genehmigungsvorgaben und der Regelwerke auftreten können.

Aufbauend auf den bisherigen Erfahrungen werden Anregungen gegeben, wie die allgemeinen Anforderungen an die Qualitätssicherung, die in der KTA-Regel 1401 festgelegt sind, für den Betrieb von Kernkraftwerken umgesetzt werden können.

Abstract

The present code requirements on quality assurance as well as the present praxis of quality assurance procedures in the operation of nuclear power plants are presented. On the example of recurring inspections the organizational and technical complications are shown with respect to the code and licensing requirements.

Taking the present experiences into account suggestions are given how to transform the general requirements of KTA 1401 to quality assurance requirements during plant operation.

Einführung

Bei Diskussionen über Qualitätssicherung können wir nach vielen Jahren der Diskussionen über die Begriffsinhalte es noch immer erleben, daß Verständnisschwierigkeiten auftauchen. Die Definition der wesentlichen Begriffe Qualität, Qualitätssicherung und Qualitätssicherungssystem seien daher hier noch einmal vorgestellt.

Qualität

Qualität ist diejenige Beschaffenheit, die ein Produkt oder eine Tätigkeit benötigt, um die vorgegebenen Anforderungen zu erfüllen.

Qualitätssicherung

Qualitätssicherung umfaßt alle organisatorischen und technischen Maßnahmen zur Sicherung der Qualität.

Qualitätssicherungssystem

Qualitätssicherungssystem ist die festgelegte Aufbau- und Ablauforganisation zur Durchführung der Qualitätssicherung.

Diese Begriffsdefinitionen entsprechen dem verabschiedeten Stand der KTA-Regel „Allgemeine Anforderungen an die Qualitätssicherung“ und sind vom Sachgehalt her identisch mit dem Entwurf der DIN 55355 „Grundelemente für Qualitätssicherungssysteme“.

In der Aufbauphase der Kerntechnik stand naturgemäß die Qualitätssicherung bei der Herstellung der zum Einsatz kommenden Produkte sowie bei der Errichtung der Gesamtanlagen im Vordergrund. Die Qualitätssicherung für den Betrieb kerntechnischer Anlagen entwickelte sich in starkem Maße unterschiedlich, einerseits bedingt durch die verschiedenen Zeitpunkte der Inbetriebnahme, andererseits bedingt durch

die große Anzahl der beteiligten Betreiber und der jeweils vorliegenden spezifischen Erfahrung über den Betrieb konventioneller und nuklearer Anlagen. Weitere wesentliche Punkte sind die im Laufe der Entwicklung stark ausgeteilter Sicherheitssysteme und Sicherheitsvorsorgemaßnahmen, die gleichfalls Änderungen an die Bedürfnisse zur kontinuierlichen Sicherstellung der Qualität beinhalten.

Mit der Verabschiedung der KTA-Regel 1401, die sich mit den grundsätzlichen Maßnahmen zur Qualitätssicherung bei Erstellung und Betrieb bis einschließlich Stilllegung und Beseitigung von Kernkraftwerken beschäftigt, ist der richtige Zeitpunkt gekommen, die bisher gesammelte Erfahrung zu bilanzieren. Aufbauend auf diesen Erfahrungen bei der Umsetzung der allgemeinen Anforderungen der KTA-Regel das festzuschreiben, was man für gut und richtig befinden kann und dort Ergänzungen und Verbesserungen einzuführen, wo es zur Erfüllung der erforderlichen Vorsorge notwendig ist. Die Verfasser sind der Meinung, daß die KTA-Regel 1401 auch bei Berücksichtigung der Bedürfnisse eines Reaktorbetriebes zu einer ausgewogenen und insgesamt transparenteren Qualitätssicherung führen wird.

Vorschriften, Regeln und Richtlinien

Die technischen und administrativen Anforderungen an die Qualitätssicherung, die für den Betrieb von Kernkraftwerken gelten, sind in den Vorschriften, Regeln und Richtlinien enthalten, die in Tafel 1 wiedergegeben sind.

Die große Zahl der verschiedenen Vorschriften, Regeln und Richtlinien zeigt auf einen Blick, daß organisatorische Festlegungen erforderlich sind, um den Informationsfluß sicherzustellen und die verschiedenen Aktivitäten koordinieren zu können.

Bei einem Blick über die Grenzen stellt man fest, daß auch international eine Vielzahl von Regeln und Richtlinien zu diesem Thema existieren.

Die wesentlichen Anforderungen an die Qualitätssicherung, die in der KTA 1401 enthalten sind, gibt Tafel 2 wieder.

Handhabung der Qualitätssicherung allgemein

Beim Betrieb kerntechnischer Anlagen wird üblicherweise unterschieden zwischen dem eigentlichen Betrieb (Produktion) und Instandsetzungen, Änderungen, wiederkehrenden Prüfungen usw., wobei ein Teil dieser Arbeiten in der Revisions-

Tafel 1: Vorschriften, Regeln und Richtlinien mit Bezug zur Qualitätssicherung im Betrieb von Kernkraftwerken

BMI	–	Sicherheitskriterien
RSK	–	Leitlinien
Unfallverhütungsvorschriften		
BMI	–	Richtlinien
	–	zur Sicherheitsspezifikation
	–	zur Wartung, Instandhaltung, Änderungen, Strahlenschutz
	–	zur Fachkunde des Personals
KTA		1401
KTA		3201,4
KTA		3401,4
KTA		1201

¹⁾ H. Schulz und K. Wagner, Gesellschaft für Reaktorsicherheit (GRS) mbH.

Tafel 2: Zusammenstellung der wesentlichen Anforderungen an die Qualitätssicherung

Innerbetriebliche Organisation
Informationsfluß
Personalqualifikation
Festlegung der Qualitätsmerkmale
Beschaffungsunterlagen
Prüfunterlagen
Freigabe von Unterlagen
Änderung von Unterlagen
Kennzeichnungssystem
Auswahl der Lieferanten
Eingangsprüfung
Durchführung von Prüfungen
Handhabung, Lagerung, Transport
Überwachung der Meß- und Prüfeinrichtung
Vorgehen bei Abweichungen
Dokumentation
Audit

phase durchgeführt wird. Im Hinblick auf zu treffende Qualitätssicherungsmaßnahmen ist nach Meinung der Verfasser eine ergänzende Unterteilung sinnvoll:

- laufender Betrieb,
- Instandsetzungen und wiederkehrende Prüfungen, wobei als Besonderheit die Revisionsphasen mit einem hohen Anteil an Fremdpersonal zu beachten sind, und
- Anlagenänderungen und -erweiterungen; diese Phase ist üblicherweise gekennzeichnet durch einen hohen Planungsanteil externer Stellen.

Bei Anlagenänderungen und -erweiterungen ist in vielen Fällen ein formales Genehmigungsverfahren vorgeschaltet.

Hinsichtlich der betrieblichen Organisationsstrukturen wird in den einschlägigen Regeln und Richtlinien eine Trennung zwischen Durchführung und Überprüfung der Qualitätssicherungsmaßnahmen gefordert. Personen, die mit übergeordneten organisatorischen und technischen Maßnahmen zur Qualitätssicherung beauftragt sind, müssen befugt sein, Informationen zu beschaffen, Lösungswege vorzuschlagen und die Einhaltung der festgelegten Qualitätssicherungsmaßnahmen zu kontrollieren.

Betrachtet man die heutigen Organisationsstrukturen [8] in den verschiedenen Betrieben, so ist leicht zu erkennen, daß diesen Grundsätzen nur in Einzelfällen Rechnung getragen wird. Bild 1 zeigt die Vielfalt der Strukturen.

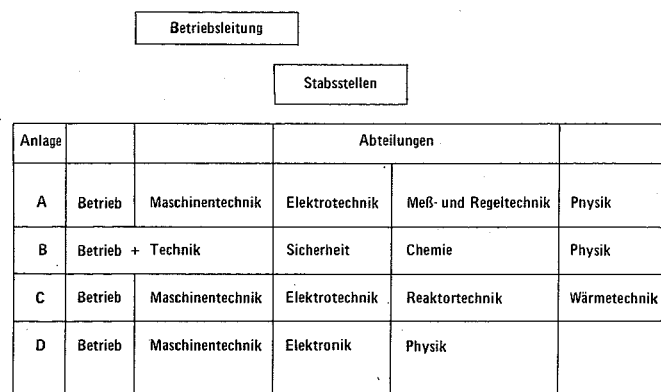


Bild 1: Organisationsstrukturen bei verschiedenen Kernkraftwerken

Bei der Festlegung der Zuständigkeit für die Qualitätssicherung ergibt sich praktisch immer ein Zielkonflikt zwischen notwendiger Zentralisierung auf der einen Seite und

der erforderlichen Sachkenntnis und fachlichen Erfahrung auf der anderen Seite.

Das Fachwissen für die Durchführung der technischen Maßnahmen ist grundsätzlich in den Fachabteilungen stärker ausgeprägt. Dementsprechend erscheint die zur Zeit überwiegende Praxis, den Fachabteilungen die Verantwortlichkeit für die Qualitätssicherung zu übertragen, durchaus folgerichtig.

Es treten dabei allerdings wesentliche Aufgaben der Qualitätssicherung, die von einer übergeordneten Stelle durchzuführen wären, in den Hintergrund, wie zum Beispiel:

- Überprüfung der Qualitätsplanung,
- Vollständigkeit der Dokumentation,
- Festlegung bei Anlagenänderungen,
- Erfahrungsrückfluß,
- Überprüfung des Qualitätssicherungssystems.

Aus [8] ist wenig erkennbar, in welchem Maße der Betreiber Qualitätssicherung für die von externen Stellen durchgeführten Arbeiten betreibt. Dies gilt sowohl für die Fremdleistungen bei der Revisionsphase als auch bei Anlagenänderungen und -erweiterungen. Die derzeitige Handhabung sieht in vielen Fällen offensichtlich eine Wahrnehmung der Qualitätssicherung durch die beauftragte Fremdfirma vor. Die Durchführung der Qualitätssicherung bei Einschaltung von Fremdfirmen bedarf sicherlich einer zentralen Koordinierung.

„Wiederkehrende Prüfungen“

Wesentliches Element im Bereich der technischen Qualitätssicherungsmaßnahmen ist die Instandhaltung und darin enthalten insbesondere die „Wiederkehrenden Prüfungen“ (WKP).

Da die Instandhaltung der Betriebssysteme eng mit der Verfügbarkeit der Anlage verknüpft ist, darf hier ein hohes Interesse des Betreibers vorausgesetzt werden. Über entsprechende Entwicklungen wird in [9] berichtet.

Welche Bedeutung den „Wiederkehrenden Prüfungen“ bei der Qualitätssicherung zukommt, zeigt die Auswertung der erfaßten sicherheitstechnischen bedeutsamen Ereignisse durch die GRS, 50 % aller besonderen Vorkommnisse wurden durch „Wiederkehrende Prüfungen“ festgestellt.

Da die bei „Wiederkehrenden Prüfungen“ auftretenden Befunde in vielen Fällen aber nicht die Meldekriterien für „besondere Vorkommnisse“ erfüllen, gehen die meisten Daten über die Qualität eines geprüften Teiles zumindest für Auswertungen in sicherheitstechnischer Hinsicht außerhalb der jeweiligen Anlage unter Umständen verloren. Es kann zwar davon ausgegangen werden, daß der Betreiber bestrebt ist, aufgetretene Mängel, die die Verfügbarkeit und Sicherheit der Anlage beeinträchtigen können, sofort zu beheben. Da dieses Wissen um Schwachpunkte aber in der Anlage bleibt, kann ein Erfahrungsaustausch nur im beschränkten Maße stattfinden. Dies kann einen unterschiedlichen Sicherheitsstand deutscher Kernkraftwerke zur Folge haben, da die breite Basis der Ergebnisse über die Prüfung des tatsächlichen Qualitätszustandes vergleichbarer Komponenten fehlt und unter Umständen von falschen Randbedingungen ausgegangen wird, wenn Zuverlässigkeitsbetrachtungen angestellt werden.

Der Bundesminister des Innern hat daher die GRS nach Abstimmung mit den Länderbehörden beauftragt, Art, Umfang, Häufigkeit und Ergebnisse der in Kernreaktoranlagen durchgeführten „Wiederkehrenden Prüfungen“ zu erfassen und auszuwerten. Die dabei gesammelten Erfahrungen sind in den folgenden Ausführungen über die Erfordernisse und die Schwierigkeiten bei der Umsetzung berücksichtigt.

Für die ordnungsgemäße Durchführung der „Wiederkehrenden Prüfungen“ sind

Unterlagen zur Planung, Durchführung und Dokumentation erforderlich.

Sie lassen sich aufgliedern in

Prüfliste

Prüfanweisungen

Prüfdokumentation.

Die Prüfliste wird entsprechend der sicherheitstechnischen Regel 1201 des KTA „Anforderungen an das Betriebshandbuch“ als Bestandteil des Betriebshandbuches betrachtet.

Dabei sind für die einzelnen Prüfungen Angaben über Art der Prüfung,

Intervall und Zeitpunkt der Prüfung,

Zuständigkeit für die Prüfung, und über die

anzuwendende letztgültige Prüfanweisung

aufzuführen.

Die Berücksichtigung dieser Anforderungen erfolgte den verschiedenen Forderungen in den Genehmigungsbescheiden entsprechend in den einzelnen Kernkraftwerken unterschiedlich. Die KTA-Regel 1201 wird hier sicherlich eine Harmonisierung bewirken.

Es erscheint außerdem wünschenswert, daß eine einheitliche Festlegung für die Überarbeitung der Prüflisten erfolgt, wobei der Erfahrungszugewinn bei der einzelnen Anlage umfassend zu berücksichtigen ist. In einigen Genehmigungen ist eine jährliche Überarbeitung gefordert.

Die Prüfanweisung ist von besonderer Bedeutung. Sie sollte klar definierte Randbedingungen für die Prüfungsdurchführung enthalten, damit die Vergleichbarkeit der Prüfergebnisse sowie die Nachvollziehbarkeit der Prüfungsdurchführung gewährleistet ist. Darüber hinaus begrenzt sie den subjektiven Einfluß des Prüfungsdurchführenden durch eindeutige Vorgaben. Um diesen letzten Gesichtspunkt zu berücksichtigen, sind insbesondere eindeutige Angaben über zulässige und unzulässige Abweichungen des festgestellten Istzustandes vom einzuhaltenden Sollzustand notwendig. Der Detaillierungsgrad der Prüfanweisungen ist zur Zeit sehr unterschiedlich.

Es erscheint den Verfassern wichtig, daß ein schneller Erfahrungsrückfluß, auch anlagenübergreifend, sichergestellt wird. Es hat sich gezeigt, daß insbesondere in der Anfangsphase des Betriebs die Voraussetzungen für die Durchführung einer Prüfung nicht immer mit den betrieblichen Anlagenbedingungen übereinstimmen.

Bei der Prüfdokumentation kann unterteilt werden in das Prüfprotokolldeckblatt und

Einzelprotokolle, Prüfberichte etc.

Um wichtige Angaben über die Prüfungsdurchführung, die Prüfergebnisse und eventuelle Reaktionen hierauf in möglichst komprimierter und übersichtlicher Form darzustellen, bietet sich an, dies auf dem Prüfprotokolldeckblatt aufzuführen. Bei den einzelnen Anlagen geschieht dies auf unterschiedliche Weise.

Die Einbeziehung der wichtigsten Daten in ein Prüfprotokolldeckblatt ist in Bild 2 dargestellt, wobei der Bezug zur letzten Prüfung sowohl sachlich wie terminlich, als auch durch Nennung der gültigen Prüfanweisung, die Kennzeichnung von Befunden und die Nennung der beteiligten Personen beinhaltet ist.

Bei der Handhabung der Prüfintervalle ergeben sich zur Zeit Schwierigkeiten, die einerseits durch zu präzise Festlegungen in Genehmigungsbescheiden bedingt ist, und andererseits durch fehlende Festlegungen von Toleranzen. So wird einmal

Anlage		Grund der Prüfung:		Prüfprotokoll	
Prüfthema (Prüfart, Prüfverfahren, System, Komponente, Redundanz):		Prüflisten-Nr. Blatt		/ /	
Code		Prüfanweis.-Nr.		/ /	
Prüfanweis.-Dat		/ /		/ /	
Angaben zur letzten Prüfung ja nein		Grund der letzten Prüfung, Bemerkung:			
Abweichungen festgestellt? <input type="checkbox"/> ja <input type="checkbox"/> nein					
Gegenmaßnahmen abgeschlossen? <input type="checkbox"/> ja <input type="checkbox"/> nein					
Prüfintervall					
Datum der letzten MKP:					
Soll-Prüftermin: / /		kann Prüfung durchgeführt werden? ja <input type="checkbox"/> nein <input type="checkbox"/>			
Ist-Prüftermin: / /		wenn nein, Grund:			
nächster Prüftermin: / /					
Abweichungen der Prüfungsdurchführung von PA ja <input type="checkbox"/> nein <input type="checkbox"/> wenn ja, welche? Gründe:					
Abweichung vom Sollzustand? ja <input type="checkbox"/> nein <input type="checkbox"/> wenn ja, welche? bzw. Hinweis auf Einzelprotokolle, Prüfberichte etc.					
Gegenmaßnahmen getroffen? ja <input type="checkbox"/> nein <input type="checkbox"/> wenn ja, Art der Maßnahme, Hinweis auf Reparaturaufträge etc.					
Abweichung zulässig? ja <input type="checkbox"/> nein <input type="checkbox"/>					
Betreiber		Datum	Unterschrift	Behörde/TÜV	Datum
Prüfungsdurchführender					
Prüfungsverantwortlicher				Sachverständiger	
QS-Stelle					

Bild 2: Vorschlag zum Aufbau eines Prüfprotokoll-Deckblatts

der Definition der „Wiederkehrenden Prüfung“ entsprechend die Prüfung als ordnungsgemäß betrachtet, die in regelmäßigen Zeitabständen durchgeführt wurde, während an anderer Stelle die inhaltlich gleiche Prüfung als ordnungsgemäß durchgeführt betrachtet wird, wenn sie kurz hintereinanderfolgend am Ende des letzten Prüfintervalls und am Anfang des neuen Prüfintervalls durchgeführt wird. Letztere Vorgehensweise kann zum Beispiel dazu führen, daß bei einem Prüfintervall von einem Jahr die eine Prüfung im Dezember 1979 und die nächste Prüfung im Januar 1980 durchgeführt wird und dies als ordnungsgemäße Durchführung für Prüfungen mit jährlichem Prüfintervall bestätigt wird. Hier sind offensichtlich ergänzende Festlegungen erforderlich, damit der Sinn einer in regelmäßigen Zeitabständen durchzuführenden „Wiederkehrenden Prüfung“ nicht auf der Strecke bleibt.

Tafel 3: GRS-Modell der zulässigen Toleranzen für Prüfintervalle bei wiederkehrenden Prüfungen (die Inanspruchnahme der Toleranz verändert nicht das Fälligkeitsdatum der nächsten Prüfung)

Prüfintervall		Toleranz	
wöchentlich	(1w)	± 2 Tage	(2 a)
monatlich	(1 m)	± 8 Tage	(8 a)
3-monatlich	(3 m)	± 16 Tage	(16 a)
6-monatlich	(6 m)	± 1 Monat	(1 m)
jährlich	(1 a)	± 2 Monate	(2 m)
2-jährlich	(2 a)	± 4 Monate	(4 m)
3-jährlich	(3 a)	± 5 Monate	(5 m)
4-jährlich	(4 a)	± 6 Monate	(6 m)

Zur Festlegung der zeitlich richtigen Prüfungsdurchführung wurde von der GRS ein Modell entwickelt, das ausgehend von der Definition „Wiederkehrender Prüfungen“ bestimmte zeitliche Toleranzen für die Prüfungsdurchführung einräumt. Das Modell ist in Tafel 3 dargestellt.

Bei Anwendung dieses Modells wird davon ausgegangen, daß die Zeitpunkte der Prüfungsdurchführung für bestimmte Zeiträume (zum Beispiel von Revision zu Revision) im voraus festgelegt werden, wie es auch in vielen Anlagen durchgeführt wird. Für Prüfungen, die nur in Stillstandszeiten des Reaktors durchgeführt werden können, gelten diese Festlegungen nicht. Hier wird auf die zur Zeit in Diskussion befindlichen Festlegungen, zum Beispiel Regelentwurfvorlage KTA 3201, Teil 4, „Betrieb und Prüfung“ hingewiesen. Es sei an dieser Stelle angemerkt, daß zwischen der Planung des Brennelementwechselzyklus und bestehenden Regelanforderungen Konflikte für die Erfüllung der Prüfintervalle auftreten können.

Bei der Beurteilung der sachlich richtigen Prüfungsdurchführung ergeben sich naturgemäß mehr Schwierigkeiten als bei der Überprüfung der richtigen Handhabung der Prüfungsintervalle. Zunächst muß davon ausgegangen werden, daß die Vorgaben bezüglich der Prüfintervalle und der Prüfungsdurchführung mit dem Sachverstand des Betreibers und Anlagenlieferers, der beteiligten Gutachter und der zuständigen Behörden unter Berücksichtigung wesentlicher sicherheitstechnischer Gesichtspunkte festgelegt wurden. Daß die betrieblichen Bedingungen und auch die Erfahrungen bei der Prüfungsdurchführung dazu zwingen können, die Prüfvorgaben zu überdenken, wurde schon im Zusammenhang mit der Prüfanweisung angesprochen.

Die Bestätigung der sachlichen Richtigkeit der Prüfungsdurchführung gemessen an den Prüfvorgaben kann in einigen Fällen nicht immer genügen, um feststellen zu können, daß die Prüfung auch geeignet ist, die notwendigen Aussagen über den Qualitätszustand einer Komponente oder eines Systems zu liefern. Hier ist in einzelnen Fällen eine vertiefte Diskussion über die Angemessenheit der Prüfung im Hinblick auf die erforderliche Prüfaussage im Zusammenhang mit dem gewählten Prüfverfahren, dem Prüfintervall und dem Prüfumfang zu führen. Eine Auswertung der in den verschiedenen Anlagen vorliegenden Prüfergebnisse ist Gegenstand weiterer Untersuchungen.

Anregungen zur Qualitätssicherung im Betrieb

Von der GRS wurden in den vergangenen Jahren umfangreiche Materialsammlungen über den gegenwärtigen Stand der Qualitätssicherung beim Betrieb von Kernkraftwerken und zur Erfassung und Bewertung „Wiederkehrender Prüfungen“ (WKP) durchgeführt. Ausgehend von dem heutigen Stand der Regelanforderungen und den vorliegenden Erfahrungen erscheinen folgende Tätigkeiten beim Betrieb von Kernkraftwerken für die Qualitätssicherung von besonderer Bedeutung:

- Einhaltung der Betriebsvorschriften,
- Arbeitsvorbereitung bei Instandsetzungsarbeiten,
- Arbeitsüberwachung, insbesondere bei Fremdleistungen,
- Prüfvorbereitungen (Kalibrierungen etc.) für WKP,
- Kontrolle der Prüfungsdurchführung bei WKP,

Diskussion

H. Hilke (KKP):

Wünschenswert wäre bei der Toleranzangabe für die Fristen der Wiederkehrenden Prüfungen bei den Jahresfristen nicht ± 2 man anzugeben, sondern anzugeben „während des BE-Wechsels, jedoch mindestens 1 x jährlich“.

- Überwachung der Aktivitätsabgaben,
- Dokumentation der Schäden, Prüfbefunde, besonderer Vorkommnisse etc.,
- Anpassung der Notfallvorschriften und Notfallplanung,
- Umsetzung der Erfahrungen (zum Beispiel Änderung von Betriebsvorschriften, Prüfanweisungen, Instandsetzungsanweisungen etc.),
- Einbringung von Änderungen behördlicher Auflagen, Regeln und Richtlinien.

Der Aufgabenkatalog macht deutlich, daß einige dieser Aufgaben als Zentralaufgaben wahrzunehmen sind. Dabei ist insbesondere den Planungs- und Durchführungsphasen Rechnung zu tragen, bei denen große Leistungsumfänge externer Stellen zu berücksichtigen sind, da hier Schnittstellen zu anderen Qualitätssicherungssystemen auftreten.

Bei der organisatorischen Umsetzung und Festlegung der Verantwortlichkeiten sollte die Vielzahl der verschiedenen Beauftragten (Strahlenschutz, Objektschutz, Notfallschutz, Katastrophenschutz, Immissionsschutz, Sicherheitsingenieur etc.) berücksichtigt werden.

Die Verfasser regen an, die verschiedenen sich teilweise überlappenden oder auch konkurrierenden Aufgaben in einer transparenten Form organisatorisch zu gliedern. Die Grundgedanken des Systems sollten sein:

- möglichst viel Verantwortung bei den Fachabteilungen,
- zentrale Koordination, Verfolgung und Dokumentation der zeitlichen und sachlichen Vorgaben,
- Sicherstellung des Erfahrungsrückflusses sowohl auf die Anlage als auch auf das Reaktorsystem bezogen.

Die Voraussetzungen hierzu müssen von allen Beteiligten gemeinsam geschaffen werden.

Die vorliegenden Betriebserfahrungen von Kernkraftwerken sollten ermuntern, die hier aufgezeigten Lücken, die zum größten Teil im administrativen und kommunikativen Bereich liegen, möglichst rasch zu schließen.

Schrifttum

- [1] Sicherheitstechnische Regeln des KTA: KTA 1401 Allgemeine Anforderungen an die Qualitätssicherung
- [2] Deutsche Normen; DIN 55355 Grundelemente für Qualitätssicherungssysteme Entwurf November 1979; Goldverlag GmbH, Berlin 30 und Köln 1
- [3] Sicherheitskriterien für Kernkraftwerke, Der Bundesminister des Innern, Ausgabe Oktober 1979
- [4] RSK-Leitlinien für Druckwasserreaktoren, 2. Ausgabe Januar 1979, Gesellschaft für Reaktorsicherheit mbH Köln
- [5] Sicherheitstechnische Regeln des KTA: KTA 3201.4, Komponenten des Primärkreises von Leichtwasserreaktoren, Teil 4, Betrieb und Prüfung; Entwurf
- [6] Sicherheitstechnische Regeln des KTA: KTA 3401.4, Reaktorsicherheitsbehälter aus Stahl, Teil 4, Wiederkehrende Prüfungen; Entwurf
- [7] Sicherheitstechnische Regeln des KTA: KTA 1201, Anforderungen an das Betriebshandbuch, Karl Heymanns Verlag, Köln
- [8] Statusanalyse der Qualitätssicherungssysteme bei den Betreibern für Herstellung und Betrieb von Kernkraftwerken; VGB Technische Vereinigung der Großkraftwerksbetreiber, Essen, Stand 1978
- [9] Spalthoff, F. J.: Ein integriertes Instandhaltungssystem für Kraftwerke – Einführung und Bewährung, VGB Kraftwerkstechnik Heft 11, November 1978

H. Schulz (GRS):

Ich möchte die Frage in zwei Teilen beantworten.

Zum einen gibt es sicherlich jährliche Prüffristen, die nichts mit dem Brennelementwechsel zu tun haben. Hier brauchte

man diese Überlegung nicht treffen. Prüffristen, die im Grunde genommen an den Brennelementwechsel gekoppelt sind, sollten sicherlich daraufhin überdacht werden, ob man es nicht mit dem Brennelementwechsel stärker koppelt. Ich möchte darauf hinweisen, daß es heute schon KTA-Regeln gibt, die eine jährliche Prüffrist vorschreiben, und auf der anderen Seite gibt es Planungen, den Brennelementzyklus etwas länger zu strecken, so daß man hier von vornherein in Konflikt gerät. Ich glaube, daß es sicherlich fachlich voll vertretbar ist, mit entsprechenden Überlegungen das Prüfindtervall an den Brennelementwechsel zu koppeln.

G. Guether (KKW Unterweser):

Die umfassende Präzisierung von Prüfanweisungen unter Berücksichtigung betrieblicher Randbedingungen ist eine nur langfristig aufgrund wachsender Betriebserfahrungen lösbare Aufgabe.

Wird es deshalb bei der Festlegung der Prüfzyklen und ihrer Toleranzen auch die Möglichkeit der Berücksichtigung begründeter Abweichungen geben?

H. Schulz (GRS):

Es ist sicherlich so, daß Abweichungen von zunächst festgelegten Prüfindtervallen mit fachlicher Begründung möglich sein

sollten. Die Wiederkehrenden Prüfungen sind Vorsorgemaßnahmen.

Wir alle wissen, daß die Prüfindtervallen nicht so gewählt sind, daß bei Überschreitung des Prüfindtervalls von einer Woche oder bei monatlichen Prüfungen von einem Monat ein sicherheitsgefährdeter Zustand herbeigeführt werden könnte, sonst ist das Prüfindtervall falsch gewählt. Die Begründung für die Abweichung muß natürlich stichhaltig sein.

Modemann (RWE Essen):

Sie haben Anregungen für die QS der Betreiber für den Betrieb der KKW gegeben. Die genannten Schwerpunkte werden von den TÜVs im Rahmen ihrer begleitenden Überwachung und Kontrolle der im Betrieb befindlichen KKW beachtet und bewertet. Falls hierbei in der Vergangenheit Mängel entdeckt wurden, haben die Betreiber diese Mängel korrigiert. Könnten die TÜVs somit nicht als Teil der QS-Organisation der Betreiber akzeptiert werden?

H. Schulz (GRS):

Ich möchte die Frage recht einfach beantworten. Es sollte Aufgabe des Betreibers sein, sein Haus in Ordnung zu halten und der TÜV prüft dann, ob es in Ordnung ist. Und er sollte dann nicht Aufräumarbeiten durchführen, die der Betreiber selber durchführen kann.

Nachrüstmaßnahmen bei Kernkraftwerken – Erfahrungen am Kernkraftwerk Obrigheim

Von H. Schenk¹⁾

Kurzfassung

Es werden typische Nachrüstmaßnahmen erläutert, die wegen der in den vergangenen zehn Jahren weiterentwickelten Sicherheitsanforderungen und auf Grund der langjährigen betrieblichen Erfahrungen im Kernkraftwerk Obrigheim (KWO) durchgeführt wurden.

Es zeigt sich, daß der Orientierungsmaßstab für Nachrüstmaßnahmen die erreichbare reale Verbesserung des Systems sein sollte. Eine formal schematische Anwendung neuer technischer Regeln bzw. entsprechender technischer Lösungen aus neuen Anlagen ist im allgemeinen nicht optimal. Nachrüstmaßnahmen müssen an die Verhältnisse in der betreffenden Anlage angepaßt werden.

Abstract

The paper covers typical backfitting measures which have been realized in the nuclear power plant at Obrigheim on the basis of operating experience and due to increased safety codes requirements.

The real possible improvement of the system which could be achieved should be the guide-line for backfitting measures. In general a formal and schematic application of the technical codes or of technical designs from new plants is not optimal. Backfitting measures should be adjusted for the specific plant.

Einleitung

Nachrüstarbeiten werden in Kernkraftwerken durchgeführt, um die Sicherheit ihres Betriebes zu erhöhen. Dies wird an

typischen Nachrüstmaßnahmen, die im Kernkraftwerk Obrigheim vorgenommen wurden bzw. werden, erläutert. Drei Gründe können nach den vorliegenden Erfahrungen zu Nachrüstmaßnahmen führen:

Maßnahmen wegen erheblicher Gefährdung

Aufgrund des Atomgesetzes § 17 Abschnitt 4 muß die Genehmigungsbehörde durch nachträgliche Auflagen die Verwirklichung von Nachrüstmaßnahmen in angemessener Zeit fordern, wenn eine erhebliche Gefährdung Dritter oder der Allgemeinheit gegeben ist. Aus diesem Grund sind im Kernkraftwerk Obrigheim und auch in keinem anderen in Betrieb befindlichen Kernkraftwerk in der Bundesrepublik Deutschland Nachrüstmaßnahmen durchgeführt worden.

Maßnahmen wegen geänderter Sicherheitsanforderungen

Ein zweiter Grund, Nachrüstmaßnahmen durchzuführen, besteht in den im Laufe der Jahre weiterentwickelten Sicherheitsanforderungen für Kernkraftwerke, wie sie sich zum Beispiel in den zur Zeit gültigen Sicherheitskriterien des BMI und den RSK-Leitlinien für Druckwasserreaktoren ausdrücken.

Die veränderten und teilweise erhöhten Sicherheitsanforderungen werden bei der Überprüfung eines in Betrieb befindlichen Kernkraftwerkes und auch bei in Bau befindlichen Anlagen beachtet. In diesem Zusammenhang wird festgestellt, inwieweit es technisch sinnvoll und möglich bzw. notwendig ist, mit Nachrüstmaßnahmen die Anlage dem jeweils letzten

1) Dr. H. Schenk (KWO, Obrigheim)

Stand der Sicherheitstechnik anzupassen. Bei der Entscheidung über eine Nachrüstmaßnahme muß natürlich darauf geachtet werden, daß nicht nur eine sinnvolle punktuelle Verbesserung für ein spezielles Ereignis erzielt wird, sondern daß auch durch die Maßnahmen die Gesamtzuverlässigkeit der Anlage erhalten und möglichst verbessert wird. Nach unserer Erfahrung läßt sich dies erreichen, wenn die in Betracht gezogenen Nachrüstmaßnahmen in die genehmigte Konzeption der Anlage praktisch zwangsfrei eingefügt werden können und die im Betrieb bewährten und erprobten Systeme erhalten bleiben. Für Nachrüstmaßnahmen können aus diesem Grund im allgemeinen nicht einfache Lösungen aus Neuanlagen übernommen werden; sie müssen entsprechend angepaßt werden. Wie in vielen anderen Bereichen gibt es aber auch hier für eine sicherheitstechnische Anforderung meistens mehrere technische Lösungsmöglichkeiten. Dies wiederum bedeutet, daß die Verwirklichung solcher Nachrüstmaßnahmen im allgemeinen zeit- und kostenaufwendig ist, eben weil es sich in der Regel um spezielle Einzelmaßnahmen handelt, die sorgfältig geplant und vorbereitet werden müssen.

Die Entscheidung für eine Nachrüstmaßnahme ist auch von der Bewertung der Eintrittswahrscheinlichkeit entsprechender Störfälle abhängig. Für diese Bewertung ist bei in Betrieb befindlichen Anlagen ein wesentlicher Unterschied zu neuen Anlagen, die sich erst im Planungszustand befinden, zu beachten. Bei den „Alt“-Anlagen liegen im allgemeinen ausgiebige Betriebserfahrungen, die Ergebnisse vieler Wiederholungsprüfungen und umfangreiche Meßergebnisse über das Verhalten der einzelnen Systeme sowohl im Normalbetrieb als auch bei Transienten vor. Auch können über die Beeinflussung der Qualität der einzelnen Komponenten durch den Betrieb spezifische und auch genaue Aussagen gemacht werden. Dies ermöglicht es, bei der sicherheitstechnischen Beurteilung von realistischen Zuständen der betreffenden Anlage auszugehen. Über Risikofaktoren, zum Beispiel über die Korrosion und den Qualitätszustand nach mehreren Betriebsjahren können für individuelle Anlagen bzw. Komponenten zuverlässige Angaben gemacht werden. Statistische Aussagen beispielsweise über 100 Anlagen können also durch eine individuelle Beurteilung ersetzt werden. Dies kann bei der Entscheidung über Nachrüstmaßnahmen mit in Betracht gezogen werden.

Die Nachrüstmaßnahmen, die wegen Erhöhung der Sicherheitsanforderungen notwendig werden, kann man in zwei Gruppen unterteilen:

- in qualitätssichernde Maßnahmen zur Verringerung der Eintrittswahrscheinlichkeit von Störungen sowohl an Betriebssystemen als auch an Sicherheitseinrichtungen;
- in Maßnahmen, die wegen einer Erweiterung des zu beachtenden Störfallspektrums in Betracht gezogen werden bzw. in Maßnahmen, die durch eine geänderte Bewertung von Auslegungsstörfällen durchgeführt werden, zum Beispiel wegen einer Modifizierung der Annahmen, die einem Störfallmodell zugrunde gelegt werden.

Für diese beiden Gruppen werden im folgenden eine Reihe von Beispielen für Nachrüstmaßnahmen genannt, die im Kernkraftwerk Obrigheim durchgeführt wurden bzw. werden.

Beispiele für qualitätssichernde Maßnahmen

Zum Zeitpunkt der Planung und des Baus des Kernkraftwerkes Obrigheim orientierten sich die durchzuführenden Wiederholungsprüfungen im wesentlichen an den Erfahrungen und der Praxis in konventionellen Anlagen. Dies hatte insbesondere zur Folge, daß eine Bearbeitung der Schweißnähte weder an der druckführenden Umschließung, also an den Rohrleitungen und Behältern des Primärkreises, noch an denen des Sekundärkreises stattfand. Auch wurden die Isolierungen an den Rohrleitungen und Behältern des Primär-

kreises und der Dampferzeuger nicht in einer schnell abnehmbaren und auch schnell wieder montierbaren Weise ausgeführt.

In den vergangenen Jahren wurde eine konsequente Oberflächenrißprüfung und Ultraschallprüfung der Schweißnähte und ihrer unmittelbaren Umgebung eingeführt. Zu diesem Zweck müssen Schweißnähte beschliffen und die Oberfläche gegebenenfalls poliert werden. Dies ist in Obrigheim in den vergangenen sechs Jahren am Primärkreis, den Dampferzeugern und an Komponenten des Sekundärkreises vorgenommen worden. Wegen des Strahlenpegels wurden in einzelnen Fällen, zum Beispiel am Druckhalter und am Deckel des Reaktordruckbehälters automatisch arbeitende Oberflächenbearbeitungsmaschinen eingesetzt. Auch mit den gegenüber früher verschärften Prüfungen konnte im KWO ein guter Qualitätszustand der druckführenden Umschließung nachgewiesen werden.

Auch am Reaktordruckgefäß wurden wegen der heute geltenden höheren Prüfanforderungen zusätzliche Maßnahmen ergriffen. Insbesondere war eine Wiederholungsprüfung der mittleren Rundnaht des Reaktordruckbehälters wegen des nicht ausbaubaren thermischen Schildes lange Zeit nicht machbar. Am Reaktordeckel war eine Isolierung angebracht, die eine mechanisierte Ultraschallprüfung der Stege zwischen den Stützen und der Deckelrundnaht nicht zuließ. Um eine Prüfung des Deckels durchführen zu können, mußten die Isolierung geändert, die als Halterung für die Isolierung angeschweißten Ringe mechanisch abgearbeitet und die Rundnaht in einen prüffähigen Zustand gebracht werden.

Nur nach langer Entwicklungsarbeit und mit viel Aufwand war es möglich, die schwer zugängliche mittlere Rundnaht hinter dem thermischen Schild einer Ultraschallprüfung nach dem heutigen Stand von Wissenschaft und Technik zu unterziehen. Es wurde ein spezielles Manipulatorsystem entwickelt, mit dessen Hilfe der Ultraschallprüfkopf zuverlässig und genau in den 65 mm breiten Spalt zwischen Reaktordruckbehälter und dem thermischen Schild geführt werden konnte. Dieses Manipulatorsystem wurde an einem 1 : 1 Modell des Reaktordruckbehälters und des thermischen Schildes getestet. Die Ultraschallprüfung dieser Rundnaht wurde im Sommer 1980 erfolgreich durchgeführt.

Die Ultraschallprüfung der anderen Schweißnähte am Reaktordruckbehälter konnte schon früher erfolgen. 1970 wurden zum erstenmal die obere Kesselrundnaht und die Stützennähte mit einem speziell dafür gebauten Manipulator ultraschallgeprüft. Mit einem weiteren entwickelten Prüfsystem wurde eine Prüfung aller Schweißnähte des Reaktordruckbehälters im Jahre 1976 (außer der mittleren Rundnaht) und auch im Juli 1980 erfolgreich durchgeführt.

Aufgrund dieser Entwicklungen und der mit den Prüfungen gemachten Erfahrungen ist das Reaktordruckgefäß in Obrigheim entsprechend den heutigen Anforderungen wiederholungsprüfbar. Das Ergebnis der letzten Prüfung zeigte, daß sich das Druckgefäß auch nach zwölf Betriebsjahren in einem einwandfreien Zustand befindet.

Auch im Sekundärteil der Anlage, an den Dampferzeugermänteln, an den Frischdampf- und Speisewasserleitungen, am Speisewasserbehälter und an Vorwärmern wurden weitergehende Wiederholungsprüfungen durchgeführt, die eine Bearbeitung der Schweißnahtoberfläche zur Voraussetzung hatte.

Zu den qualitätssichernden Maßnahmen zählt auch eine automatisch wirkende Absicherung gegen eine Überdruckbelastung des Reaktordruckgefäßes bei niederen Temperaturen, die im KWO 1978 eingebaut wurde.

Die Eintrittswahrscheinlichkeit von Störungen wurde unter anderem durch umfangreiche zusätzliche Brandschutzmaßnahmen und durch eine Verbesserung der Notstromversorgung beträchtlich reduziert. Bereits im Jahre 1969 wurde mit

der Planung und dem Einbau von zusätzlichen Brandschutzmaßnahmen begonnen. Es wurde ein Brandschutzkonzept für die Gesamtanlage entwickelt und im Laufe der Betriebsjahre auch verwirklicht. Zu diesen Brandschutzmaßnahmen zählt zum Beispiel auch die Möglichkeit, die Anlagenräume im Reaktorsicherheitsbehälter fernbedient von der Warte aus mit Kohlendioxid zu fluten.

Zur Erhöhung der Zuverlässigkeit der Notstromversorgung wurde die Energieversorgung der Sicherheitseinspeisepumpen aus der vorhandenen Notstromanlage herausgelöst. Jede Sicherheitseinspeisepumpe wurde zusätzlich zu dem vorhandenen 6-kV-Motorantrieb mit einem Dieselantrieb versehen, der über eine Magnetkupplung mit dem Pumpensatz verbunden ist. Durch die Entlastung und Vereinfachung des bestehenden Notstromsystems konnte sowohl die allgemeine Notstromversorgung als auch die Energieversorgung des Sicherheitseinspeisesystems im Notstromfall sicherer gemacht werden. Außerdem wurde die Startzeit der Sicherheitseinspeisepumpen von 40 auf 7 s reduziert, was eine deutliche Verbesserung der Notkühlung zur Folge hat.

Eine Erhöhung der Zuverlässigkeit der Notstromversorgung und des Eigenbedarfs an elektrischer Energie wurde auch durch die Installation eines Generatorschalters im Jahre 1978 – in den sechziger Jahren waren Schalter der erforderlichen Größe noch nicht zu erhalten – durch Verdoppelung der Kapazität der 24-Volt-Steuerbatterien und ihrer Anordnung in zwei räumlich getrennten Bereichen sowie durch Verbesserungen der Druckluftversorgung der Notstromschaltanlage erreicht.

Beispiele für Maßnahmen wegen Änderung des in Betracht zu ziehenden Störfallspektrums

Eine Vielzahl von Maßnahmen wurden im Kernkraftwerk Obrigheim wegen der seit den sechziger Jahren zusätzlich zu betrachtenden Störfälle ergriffen. Bei der Auslegung des KWO haben Gesichtspunkte der räumlichen Redundanz und auch Störfälle, die durch Einwirkung von außen verursacht werden können, eine geringere Rolle gespielt als heute, zumal der Standort Obrigheim zum Beispiel in einem erdbebenfreien Gebiet liegt. Auch war in den sechziger Jahren das Problem der Terroristen ohne Bedeutung.

In den siebziger Jahren haben die räumliche Redundanz von Systemen und auch die gegenseitige Unabhängigkeit redundanter Systeme zur Beherrschung sowohl von anlageninternen als auch von außen verursachten Störfällen große Bedeutung erlangt. Diese Entwicklung hat dazu geführt, daß für das Kernkraftwerk Obrigheim das Verhalten des Reaktorgebäudes gegenüber Erdbeben untersucht wurde. Auch werden Störungen unter den heute üblichen Annahmen analysiert. Im Laufe dieser Untersuchungen zeigte sich, daß für KWO die Errichtung eines unabhängigen und autarken Notstandssystems eine optimale Lösung darstellt, um der sicherheitstechnischen Entwicklung gerecht zu werden.

Das Notstandssystem wird zur Zeit zwischen dem Reaktorgebäude und dem Reaktorhilfsanlagegebäude errichtet. Es wird zusammen mit dem vorhandenen Nachkühlsystem und einer zusätzlich zu errichtenden Notnachkühlkette zuverlässiger als bisher sicherstellen, daß die Reaktoranlage auch für den Fall sicher abfahren und nachgekühlt werden kann, daß wichtige Komponenten im konventionellen Teil der Anlage ausfallen. In diesem Notstandssystem wird eine Notwarte eingerichtet, von der aus bei Zerstörung der Hauptwarte das Abfahren und Nachkühlen des Reaktors kontrolliert und gesteuert werden kann.

Im Notstandssystem sind gesicherte Wasserbecken vorgesehen. Dazu kommt ein Notspeisesystem, bestehend aus zwei autarken Strängen, von denen jeder für 100 % der erforderlichen Nachspeisekapazität ausgelegt ist.

Zusätzlich zu den bestehenden Wärmeabfuhrsystemen wird zusammen mit dem Notstandssystem eine weitere Notnachkühlkette errichtet. Sie ist aus zwei Strängen aufgebaut und wird die abzuführende Wärme über zwei Kühltürme an die Umgebungsluft abgeben.

Schließlich fallen in diese Gruppe auch die Maßnahmen, die zu einer Erhöhung der Sicherheit in der Beherrschung von kleinen Kühlmittelverluststörfällen zweckmäßig sind. Im Kernkraftwerk Obrigheim wurde in diesem Zusammenhang eine Erweiterung des Reaktorschutzsystems vorgenommen, wie zum Beispiel der automatische Start der Sicherheitseinspeisepumpen sobald der Siedeabstand im Primärkreis einen eingestellten Grenzwert unterschreitet.

Als letztes Beispiel für Maßnahmen aufgrund erhöhter Sicherheitsanforderungen soll der Einbau der Kippsicherung für die Dampferzeuger im Jahre 1975 genannt werden.

Maßnahmen aufgrund betrieblicher Erfahrungen

Wesentliche und sehr effektive sicherheitstechnische Verbesserungen eines Kernkraftwerkes können und sollten auch auf der Basis der im Betrieb gewonnenen Erfahrungen – natürlich auch der Erfahrungen, die im Zusammenhang mit Störungen bzw. Störfällen gewonnen werden – vorgenommen werden.

Nach den im Kernkraftwerk Obrigheim in den zwölf zurückliegenden Betriebsjahren gemachten Erfahrungen führt die konsequente Verbesserung von Komponenten bzw. Systemen – sofern diese im Rahmen gewonnener Erfahrungen durchgeführt wird – zu einer signifikanten Erhöhung der Betriebssicherheit der Systeme und damit auch zu einer entsprechenden Reduzierung ihrer Störungsanfälligkeit. Auf diese Weise kann sozusagen eine funktionelle Basissicherheit geschaffen werden. Sie ist daher auch ein wirksames Mittel zur Vermeidung von Störfällen. Oft sind es geringfügige und kleine Änderungen, die diesem Ziel dienen, wie zum Beispiel die Installation einer zusätzlichen Entlüftungsleitung im Sicherheitseinspeisesystem oder die Messung der Frischdampfmenge am Strömungsbegrenzer nahe dem Dampferzeuger anstelle der Messung hinter den Frischdampfsicherheitsventilen oder die Installation eines direkt anzeigenden Monitors für die Jodableitung über den Kamin.

Allerdings wurde in den vergangenen zwölf Jahren im KWO auch eine große Zahl umfangreicher Maßnahmen verwirklicht, die vor allem zu sicherheitstechnischen Verbesserungen führten, wie zum Beispiel

- der Einbau einer mechanischen Filteranlage für die Kühlmittelreinigung des Primärkreises,
- der Bau einer Reinigungsanlage für die Dampferzeuger-Ab-schlammung,
- die Installation eines Körperschallüberwachungssystems am Primärkreis,

um nur einige Beispiele zu nennen.

In diesem Zusammenhang soll etwas ausführlicher auf die Maßnahmen eingegangen werden, die zur Verringerung der Abgaberaten radioaktiver Stoffe an die Umgebung und zur Verbesserung des Strahlenschutzes getroffen wurden.

Zur Verringerung der radioaktiven Abgabe an die Atmosphäre wurden die Leckagen von Aktivität in Betriebs- und Anlagenräumen durch zusätzliche Maßnahmen reduziert. An allen Armaturen des Primärkreislaufes, des Nachkühl- und Reinigungskreislaufes wurden Stopfbuchsabsaugungen angebracht. In dem Abgassystem konnte eine starke Reduzierung von Leckagen durch Unterdruckhaltung in diesem System und durch katalytische Verbrennung des vorhandenen Wasserstoffs und Sauerstoffs erreicht werden. Letzteres führte zu einem geringeren Gasanfall, was eine verlängerte anlageninterne Lagerung der Edelgase und damit einen weitgehenden

Abfall ihrer Aktivität innerhalb des Kraftwerkes ermöglichte. Die bei Dampferzeuger-Leckagen in den Kondensator des Sekundärkreises gelangende Aktivität wird in die Kontrollbereichsablufte geführt.

Zur Verringerung der Aktivitätsabgabe an die Umgebung wurden Jodfilter in die Abluftstränge eingebaut. Die Jodfilter für die Abluft aus den Anlagenräumen des Reaktorgebäudes wurden gegen Beaufschlagung mit Feuchtigkeit geschützt. Außerdem wurden die Meßeinrichtungen für die Aktivität in den Abluftsträngen verbessert: Die Meßempfindlichkeit wurde beträchtlich erhöht, die Geräte wurden gegen Kontamination und Fremdstrahlung geschützt, und es wurden zusätzlich Einrichtungen zur Bestimmung der Nuklid-Zusammensetzung von Aerosolen und Edelgasen eingebaut. Um auch sehr kleine Edelgasabgaben erfassen zu können, wurde die Elektronik der Meßstellen verbessert; die Meßwerte werden über einen Prozeßrechner erfaßt und damit die Abgabebilanzen erstellt. Mit Hilfe dieser Maßnahmen und auch aufgrund der erfolgreichen Bemühungen, Brennelementschäden zu vermeiden, ist eine früher kaum für möglich gehaltene Reduzierung der Abgaben in der Größenordnung von einigen 100 Ci Edelgasen pro Jahr gelungen. Auch die Jodabgabe konnte in den letzten Jahren extrem reduziert werden.

Die Abgabe von Radioaktivität mit dem Abwasser konnte durch eine Vielzahl von Verbesserungen im System zur Aufarbeitung radioaktiven Abwassers und durch Verringerung der Mengen des anfallenden Wassers beträchtlich reduziert werden. Unter den Maßnahmen zur Reduzierung des anfallenden Abwassers sind vor allem der Umbau der Stopfbuchdichtungen von Pumpen auf Gleitringdichtungen zu nennen.

Die Einführung der Wasserstoffbegasung und der LiOH-Dosierung in das Primärkühlmittel führte zu einer Reduzierung des Aufbaus radioaktiver Korrosionsprodukte im Kühlwasser. Mit Hilfe der bereits genannten Filteranlage für disperse Korrosionsprodukte im Primärwasser konnte die Aktivitätskonzentration im anfallenden Wasser reduziert werden. Die an den Betriebserfahrungen orientierten laufenden Verbesserungen der Systeme zur Aufarbeitung radioaktiven Abwassers, vor allem die Trennung des stark radioaktiven vom schwach radioaktiven Abwasser ermöglichten eine wirksame Aufarbeitung des Abwassers.

Für das bei Reparaturen sowie bei An- und Abfahrvorgängen anfallende Primärwasser wurde eine Speicheranlage installiert, die die Wiederverwendung dieses Primärwassers ermöglichte und auf diese Weise zur Reduktion des anfallenden Abwassers führte. Auch die Meßstellen für radioaktives Abwasser wurden erweitert und verbessert; die Meßempfindlichkeit der Meßstellen für das in den Neckar zurückfließende Kühlwasser wurde erhöht.

Für die Abschlammung aus den Dampferzeugern wurden Ionentauscher und Magnetfilteranlagen installiert, so daß eine Wiederverwendung des aus den Dampferzeugern abgeschlammten Wassers ermöglicht wird. Durch das Zusammenwirken von derartigen Einzelmaßnahmen konnte auch die mit dem Abwasser abgegebene Radioaktivität außerordentlich reduziert werden. In den letzten Jahren lag die Abgabe bei 0,2 Ci (ohne Tritium) im Vergleich zu den 10,5 Ci im Jahre 1969.

Im Bereich des Strahlenschutzes wurden in den vergangenen Betriebsjahren vielfältige Maßnahmen ergriffen, um die Strahlenbelastung des Personals so gering wie möglich zu halten. Schon während des ersten Brennelementwechsels im Jahre 1970 wurde deutlich, daß der Sozialtrakt am Kontrollbereichseingang vergrößert werden sollte, um eine reibungslose Abwicklung und Kontrolle der die Kontrollbereichspforte passierenden Personen zu gewährleisten. Im Jahre 1971 wurde eine Erweiterung dieses Sozialtraktes und auch der Wäscherei für kontaminierte Kleidung vorgenommen. Mit

speziell entwickelten Monitoren hoher Meßempfindlichkeit werden alle Personen zuverlässig auf Kontamination überprüft. Mit einem Body-Counter kann die Inhalation von Radioaktivität festgestellt werden. Mit Hilfe eines Rechenprogramms wird die Strahlenbelastung für jede Person täglich ermittelt und registriert.

Ein wichtiges Mittel, hohe Strahlendosen zu vermeiden, besteht in der wartungs- und reparaturfreundlichen Gestaltung der betreffenden Komponenten und in geeigneten Abschirmungen. Auf diesem Gebiet wurden in den vergangenen zwölf Jahren zahlreiche Verbesserungen vorgenommen. So wurden zum Beispiel Filter für hohe Aktivitäten so umgebaut, daß sie fernbedient ausgewechselt werden können. Stopfbuchsen von Ventilen wurden in bezug auf Material und Konstruktion so verändert, daß sie eine längere Haltbarkeit und schnellere Auswechselbarkeit ermöglichen. Dichtungen an Pumpenwellen wurden auf doppelte Gleitringdichtungen umgerüstet, wodurch die Häufigkeit und das Ausmaß von Kontamination stark verringert wurde. An wartungsempfindlichen Ventilen wurden Schweißverbindungen durch Schraubverbindungen ersetzt. Auch die Verschlüsse von Mann- und Handlöchern im Primärkreis wurden verbessert und ihre Störanfälligkeit reduziert; es werden ausschließlich Dehnbolzen eingesetzt.

Durch den Einsatz metallischer Dichtungen konnten beträchtliche Verbesserungen erreicht werden. Für das Abnehmen der Muttern vom Deckel des Reaktor-druckbehälters wurde eine Drehvorrichtung entwickelt. Ursprünglich war jede Sonde der Kerninstrumentierung mit dem Reaktordeckel durch eine nur mit großem Zeitaufwand herzustellende Schweißnaht verbunden; diese wurde durch eine schnell zu handhabenden Schraubverschluß ersetzt. Durch die zusätzliche Filterung des Primärkühlmittels konnten die Sichtverhältnisse vor allem im Reaktor-druckbehälter für Inspektionen und Prüfungen gegenüber früher wesentlich verbessert werden. Auch der allgemeine Kontaminationspegel ist dadurch zurückgegangen. Für die in großem Umfang durchzuführenden Wiederholungsprüfungen mußten große Teile der Isolierungen von Behältern und Rohrleitungen abmontiert werden; diese Isolierungen wurden durch schnell abnehmbare Isolierschalen ersetzt. An Behältern und Rohrleitungen, insbesondere im System für die im Betrieb anfallenden radioaktiven Wassermengen, wurden Spülmöglichkeiten geschaffen. Für die Handhabung der mit radioaktivem Abfall gefüllten Fässer wurde im Abfall-Lager ein fernbedienbarer Kran installiert.

Diese Beispiele sollen die Vielfalt der Maßnahmen deutlich machen, die zur Vermeidung zu hoher Strahlenbelastungen getroffen wurden. Die Maßnahmen haben sich bewährt.

Zusammenfassend kann festgestellt werden, daß vor allem durch die dritte Gruppe der hier erläuterten Verbesserungsmaßnahmen, die auf konkreten Betriebserfahrungen beruhen, die Störungsanfälligkeit der Anlage wesentlich reduziert und damit auch ihre Sicherheit erhöht wird. Die Maßnahmen, die aufgrund geänderter Sicherheitsanforderungen durchgeführt werden können, erfordern erfahrungsgemäß eine lange Vorlaufzeit für Untersuchungen und auch eine verhältnismäßig lange Zeit zu ihrer Verwirklichung. Von diesen Maßnahmen sollten nur solche verwirklicht werden, die sich in das Konzept der Anlage nahtlos einfügen. Orientierungsmaßstab für Nachrüstungsmaßnahmen sollte immer die erreichbare reale Verbesserung des Systems sein und nicht die formal schematische Anwendung einer jeweils neuesten technischen Konzeption bzw. Regel. Dies erfordert, daß bei allen Beteiligten erfahrenes Personal für derartige Aufgaben zur Verfügung steht und das technische Verständnis für die früher gewählten technischen Lösungen vorhanden ist. Im Kernkraftwerk Obrigheim konnte durch die genannten Maßnahmen der sicherheitstechnischen Entwicklung weitgehend Rechnung getragen werden.

Diskussion

D. v. Ehrenstein (Universität Bremen):

Welche Verminderung konnten Sie bei den Tritium-Abgaben erreichen und wie hoch waren die Ausgangswerte?

H. Schenk (KWO):

Wir haben auch die Tritium-Abgabe beträchtlich reduzieren können. Diese lag in den letzten Jahren, wenn ich mich recht erinnere, unter 180 Ci. Die Ausgangswerte lagen ungefähr doppelt so hoch.

R. Antoni (GRS):

Sie planen viele Nachrüstmaßnahmen mit der Betriebsmannschaft. Gab oder gibt es Konflikte, wenn Nachrüstmaßnahmen vorgeschlagen werden, die aus Sicht der Betriebsmannschaft eventuell keine Verbesserungen bringen?

H. Schenk (KWO):

Ich habe zum Schluß versucht, zum Ausdruck zu bringen, daß Nachrüstmaßnahmen sicherlich diskutiert werden müssen, und zwar zwischen der Genehmigungsbehörde, den Gutachtern, den TÜVs sowie dem Betreiber, der sie machen muß oder machen will, und der sie auch in der Anlage zu verantworten hat. Bei dieser Diskussion kommt es natürlich auch hin und wieder zu kontroversen Äußerungen über den zur Debatte stehenden Sachverhalt. Wenn man sich aber darum bemüht, zusätzliche Sicherheit in der Anlage zu schaffen und nicht nur zum Beispiel aus formalen Gründen etwas zu tun, so kommt man schon zu einer Einigung. Bisher haben wir das jedenfalls immer geschafft. Wir haben keine Maßnahmen durchführen müssen, die nach unserer Überzeugung nicht gut waren. Die Maßnahmen, die wir durchgeführt haben, haben die Sicherheit erhöht. Für KWO wurde bisher immer ein Konsensus erreicht.

Neue Überwachungssysteme in Kernkraftwerken

Von D. Wach¹⁾

Kurzfassung

In den letzten sechs Jahren sind vermehrte Anstrengungen zur Entwicklung von Systemen zur Fehlerfrüherkennung vorgenommen worden. Die Aufgabe dieser Systeme besteht darin, die mechanische Integrität der Druckführenden Umschließung des Primärkreislaufs von Kernkraftwerken kontinuierlich zu überwachen. Da der Zugang zu diesem System während des Reaktorbetriebs stark eingeschränkt ist, ergibt sich für den Einsatz solcher Überwachungssysteme ein erhöhtes Interesse. Die Forschungsschwerpunkte liegen derzeit auf den Gebieten der Schwingungsüberwachung, der Lose-Teile-Detektion und der Leckageüberwachung. Die ersten beiden Überwachungssysteme sind inzwischen bis zur Anwendungsreife entwickelt. Die beim praktischen Einsatz erzielten Erfolge werden dargestellt und die weiteren Entwicklungsmöglichkeiten diskutiert.

Abstract

Increased efforts have been devoted to the development of early fault detection systems in the past six years. These systems are determined, to monitor the mechanical integrity of the pressurized system in nuclear power plants continuously. Because of the restricted accessibility of the primary system the use of such monitoring systems in that area of the plant are of particular interest. Most of the effort is concentrated on vibration monitoring, detection of loose parts, and leakage control. The results which have been achieved during

practical operation are represented and further development possibilities are discussed.

Einleitung

Die Ereignisse im Kernkraftwerk Three-Mile-Island haben auf verschiedenen Gebieten der Betriebsüberwachung die Notwendigkeit zu technischen Verbesserungen deutlich werden lassen. Unter anderem wurden die Probleme der Mensch/Maschine-Kommunikation in den Vordergrund des Interesses gerückt. Jedoch schon vor TMI war von den für die Reaktorsicherheit und die Sicherheitsforschung zuständigen Stellen die Notwendigkeit erkannt worden, den Reaktorfahrern über die bisher bestehenden leittechnischen Systeme hinaus neue Überwachungs- und Diagnosesysteme zur Verfügung zu stellen, die es ermöglichen, die aktuellen Prozeß- und Systemzustände besser beurteilen und damit insbesondere bei außergewöhnlichen Situationen besser reagieren zu können.

Positiv auf die Entwicklung hat sich sicherlich dabei ausgewirkt, daß mit der rasch fortschreitenden Entwicklung auf dem Gebiet der Rechnertechnologie nunmehr Systeme und Analysatoren zur Verfügung stehen, mit denen die entwickelten Überwachungs- und Diagnosemethoden in einer den betrieblichen und ergonomischen Anforderungen gerecht werdenden Weise realisiert werden können. Zu den am meisten beachteten Entwicklungen gehören in diesem Zusammenhang sicherlich die Arbeiten auf den Gebieten der Störungsanalyse, der Kernüberwachung und der Schadenfrüherkennung (Bild 1).

Die Thematik des diesjährigen GRS-Fachgespräches befaßt sich mit dem Betrieb von Kernkraftwerken. Aus diesem Grunde soll im vorliegenden Beitrag innerhalb der durch die genannten Arbeitsgebiete charakterisierten neuen Überwachungssysteme im wesentlichen auf diejenigen eingegangen werden, die bereits in Kernkraftwerken eingesetzt bzw. praktisch erprobt werden und über die bereits erste Betriebserfahrungen vorliegen. Es sind dies die on-line-Überwachungssysteme zur

1) Dr. Dieter Wach, Gesellschaft für Reaktorsicherheit (GRS) mbH, Forschungsgelände Garching

An dieser Stelle sei all denen gedankt, die durch ihre finanzielle Förderung (BMI, BMFT) oder durch ihre Kooperationsbereitschaft (KWU, Betreiber) dazu beigetragen haben, daß auf diesem wichtigen Gebiet der Schadensverhütungsvorsorge mit Hilfe von (Noise-) Diagnostiktechniken in Deutschland ein im internationalen Vergleich bestehender Standard erreicht werden konnte. Meinen besonderen Dank für die Unterstützung bei der Ausarbeitung des vorliegenden Berichts bin ich meinen Kollegen, Sunder und Dr. Olma, schuldig.

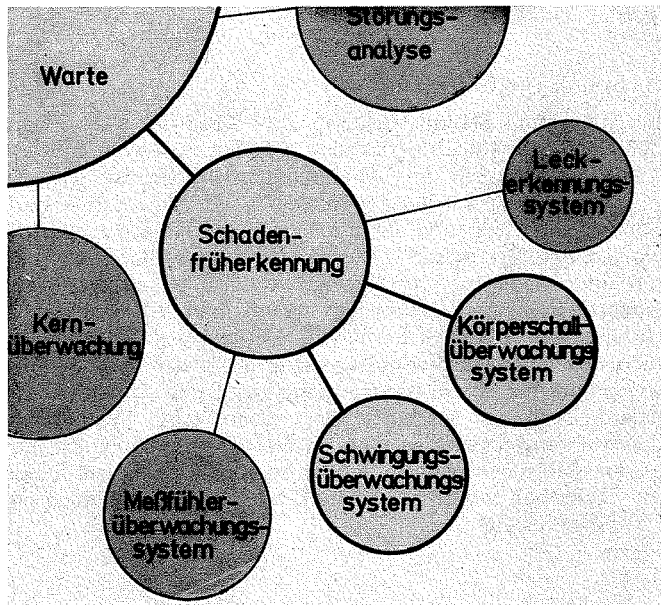


Bild 1: Neue Überwachungssysteme in Kernkraftwerken

- Körperschallüberwachung und
- Schwingungsüberwachung.

Bevor auf die beiden Systeme im einzelnen eingegangen wird, sollen zunächst allgemein die Zielsetzungen und der Nutzen sowie die Stellung der Schadenfrüherkennungssysteme innerhalb der KKW-Leittechnik und der neuen Überwachungssysteme (operator assistent systems) angesprochen werden.

On-line Überwachungssysteme zur Schadenfrüherkennung

Übergeordnete Zielsetzung und Einordnung der Systeme

Die gemeinsame Grundidee der nachfolgend beschriebenen, neuen Überwachungssysteme ist – vorgelagert zu den aus betrieblichen oder Reaktorschutzgründen vorhandenen Instrumentierungen – möglichst frühzeitig Informationen über Schäden an den für den kontrollierten Prozeßablauf erforderlichen Systemen bereitzustellen. Entweder sind Schäden (Fehlverhalten) bereits im status nascendi anzuzeigen oder zumindest so frühzeitig, daß gravierende Folgeschäden oder Fehlinterpretationen von Prozeßinformationen vermieden werden. Betrachtet man die international durchgeführten und laufenden Entwicklungen, so sind als wichtigste im Entwicklungsstand durchaus unterschiedliche Schadenfrüherkennungssysteme zu nennen:

- Körperschallüberwachung (Detektion und Ortung loser und lockerer Teile im Primärsystem),
- Schwingungsüberwachung (Erkennung von Strukturänderungen oder Schäden an Reaktoreinbauten und Primärkreis Komponenten),
- Leckerkennung (empfindlicher Nachweis und Ortung von Leckagen innerhalb der Sicherheitshülle, zum Beispiel mit akustischem Verfahren),
- Meßfühlerüberwachung (Erkennen von beginnenden oder eingetretenen Meßkanalausfällen mit Hilfe des inhärenten Prozeßrauschens),
- Anomalieerkennung (Erkennen thermo-hydraulischer Veränderungen im Kühlmittel insbesondere im Kernbereich).

Gemeinsames Merkmal dieser Systeme ist die Verwendung stochastischer Primärinformationen, das heißt es werden entweder die dynamischen Überlagerungen von Prozeßgrößen (Fluktuationen, Rauschen) herangezogen oder die Signale selbst sind regellose dynamische Meßgrößen (Schwingungen, Schall). Von den stochastischen Signalen werden Kenngrößen und Kennfunktionen gebildet, deren zeitliches Verhalten im Hinblick auf außergewöhnliche Veränderungen überwacht wird. Zur richtigen Festlegung und Interpretation derartiger Veränderungen sind detaillierte Kenntnisse der Signalzusammensetzung (Signalquellen), der zulässigen statistischen Kennwertstreuungen und der den Prozeß beschreibenden theoretischen Modelle erforderlich.

Die praktischen Erfahrungen in Leistungsreaktoren haben gezeigt, daß die verwendeten Meßverfahren äußerst empfindlich sind und bereits kleine Schäden zur Anzeige gebracht werden können, die für sich allein nicht sicherheitsrelevant sind. Aus dieser Tatsache ergibt sich auch ein Hinweis auf die grundsätzliche Einordnung der neuen Überwachungssysteme in die KKW-Leittechnik: Die neuen Systeme sollten als Informationssysteme betrachtet werden, da ihr Ansprechen grundsätzlich noch nicht eine aktuell kritische Situation bedeutet. Technische Anforderungen, wie sie für unmittelbar sicherheitsrelevante Meßkanäle unabdingbar sind, müssen daher nicht gefordert werden. Andererseits ist die Forderung nach Vorhandensein von Schadenfrüherkennungssystemen (sobald ihre Leistungsfähigkeit nachgewiesen ist) im Hinblick auf eine verantwortungsbewußte Schadenverhütungsvorsorge eine in sich selbstverständliche Forderung.

Ein jüngster Beweis für den großen Nutzen der Überwachungssysteme wurde durch die erfolgreiche Verwendung entsprechender Meß- und Analyseverfahren während des TMI-Nachstörfallbetriebes erbracht [1], [2], [3], [4]. Diagnoseuntersuchungen mit den Methoden der Überwachungssysteme lieferten wichtige Informationen bzw. erlaubten eine Beurteilung

- der mechanischen Integrität der Reaktoreinbauten und Primärkreis Komponenten,
- des Zustandes des Reaktorkerns,
- des Entgasungsprozesses,
- der Funktionstüchtigkeit von Meßkanälen.

Auf die Konsequenzen, die nach Meinung des Verfassers aus diesen Erfahrungen zu ziehen sind, wird im Kapitel „Künftige Aufgaben“ am Ende des Beitrages eingegangen.

Kurzbeschreibung der in Entwicklung stehenden Schadenfrüherkennungssysteme

In geraffter Form seien zunächst einige Erläuterungen zu on-line Überwachungs/Diagnose-Systemen gegeben, die derzeit im wesentlichen noch in der Entwicklung stehen und daher nachfolgend nicht detaillierter behandelt werden.

Die Leckerkennung empfindlich, prompt und mit hoher Ortsauflösung durchführen zu können, ist eine in den Genehmigungsverfahren häufig wiederkehrende Forderung. Vor diesem Hintergrund werden in Deutschland F&E-Arbeiten durchgeführt, um die Brauchbarkeit akustischer Überwachungsverfahren im Hinblick auf die gewünschten Verbesserungen zu untersuchen. Die bisher vorliegenden Ergebnisse [5] sind sehr erfolgversprechend.

Die Meßfühlerüberwachung verwendet als grundlegende Idee die Tatsache, daß im inhärenten Rauschen des betrachteten Meßsignals eine Originalinformation des beobachteten Prozesses enthalten ist, die genutzt werden kann, um jederzeit während des Betriebs die Funktionsbereitschaft des gesamten Meßkanals, das heißt inklusive Meßfühler, zu überprüfen und sogar Ausfälle, die stationäre Anzeigen vortäuschen, zu erkennen. Analysen dieser Art wurden in TMI erfolgreich eingesetzt: unter anderem gelang der Nachweis von einem und

die Voraussage von zwei Ausfällen der Geber der Druckhalter-Wasserstandsanzeige. F&E-Arbeiten zur Untersuchung der betrieblichen Einsetzbarkeit wurden in verschiedenen Ländern ebenso wie in Deutschland begonnen.

Die Anomaliendetektion faßt alle Schadenfrüherkennungsmethoden zusammen, die nicht auf schadensbedingten Änderungen in der mechanischen Struktur des Reaktorprimärsystems oder mit Fehlfunktionen in Meßkanälen zu tun haben. Wichtigste Beispiele sind das Erkennen von Kühlkanalblockaden oder unzulässigen Siedevorgängen im Reaktorkern von Siedewasserreaktoren (durch Analyse von Incore-Neutronenflußrauschsignalen) oder die Erkennung von unzulässigen Gasvolumina im Primärsystem von Druckwasserreaktoren (durch Analyse von dynamischen Drucksignalen). Zu ersterem haben GRS und TU Hannover die grundlegenden Untersuchungen angestellt, letzteres wurde von GRS in Zusammenarbeit mit KWU im Rahmen der Druckrausch-Untersuchungen zur Schwingungsüberwachung miteinfaßt. Bis zur betrieblichen Einsatzreife dieses Systems sind weitere Untersuchungen erforderlich.

Anstöße zur Entwicklung von Schwingungs- und Körperschallüberwachungssystemen

Ausgelöst durch verschiedene Schäden an Druckbehältereinbauten ausländischer Leichtwasserreaktoren und im Bewußtsein, daß mit den neuen Anlagentypen der Größe 900 MW und 1200 MW (bzw. 1300 MW) Reaktoren ohne langjährige Betriebserfahrung in Betrieb genommen wurden, ist Anfang der siebziger Jahre damit begonnen worden, neue Meßverfahren und Systeme zu entwickeln, die jederzeit eine aktuelle Beurteilung des mechanischen Zustandes wichtiger Komponenten und Einbauten erlauben und Veränderungen frühzeitig anzeigen. Zwischenzeitlich auch an deutschen Anlagen aufgetretene Betriebsstörungen (zum Beispiel lose oder lockere Teile) bestätigen die Notwendigkeit der Entwicklung und des Einsatzes von neuen Überwachungssystemen.

In den RSK-Leitlinien DWR (Fassung 1.79) finden entsprechende Forderungen in Kapitel 3.3 ihren Niederschlag:

„Kapitel 3.3 Einbauten im Reaktor-druckbehälter

(2) Es müssen geeignete Maßnahmen getroffen werden, um lose oder abgelöste Teile, die sich in der Druckführenden Umschließung befinden, feststellen zu können. Zusätzlich ist anzustreben, daß durch geeignete Maßnahmen lose oder abgelöste Teile in der Druckführenden Umschließung ortet werden können.

(3) Das Schwingungsverhalten der Einbauten im Reaktor-druckbehälter ist durch geeignete Messungen schon während der Inbetriebnahme der Anlage zu untersuchen. Auch während der Betriebszeit der Anlage sollten Messungen wiederholt werden können.“

Die Entwicklung von Methoden und Systemen zur Überwachung des Schwingungsverhaltens und des Körperschalls im Primärkreis von Kernkraftwerken wurde in Deutschland im wesentlichen durch die Zusammenarbeit von KWU und GRS vorangetrieben. Bild 2 zeigt in komprimierter Form die Hauptzielsetzungen der beiden Überwachungssysteme sowie die jeweils zur Anwendung kommenden wichtigsten Analyseverfahren. Aufgrund der komplexen Zusammensetzung und systemspezifischen Unterschiede der verwendeten Kennfunktionen spielen die experimentellen Erfahrungen in Kernkraftwerken eine besondere Rolle. Die GRS hat daher von Anfang an auf die Erfassung betrieblicher Meßdaten und den Ausbau der praktischen Erfahrungen ausdrücklichen Wert gelegt. Dabei wurden vor allem die jeweiligen Prototypanlagen (Stade 600 MW, Biblis A 1200 MW, Neckarwestheim 900 MW, Brunsbüttel 800 MW-SWR) durch Teilnahme bei den Vorinbetriebnahmetests (Kalt- und Warmprobetrieb) und bei Leistungsmessungen ausführlich untersucht. In Bild 3

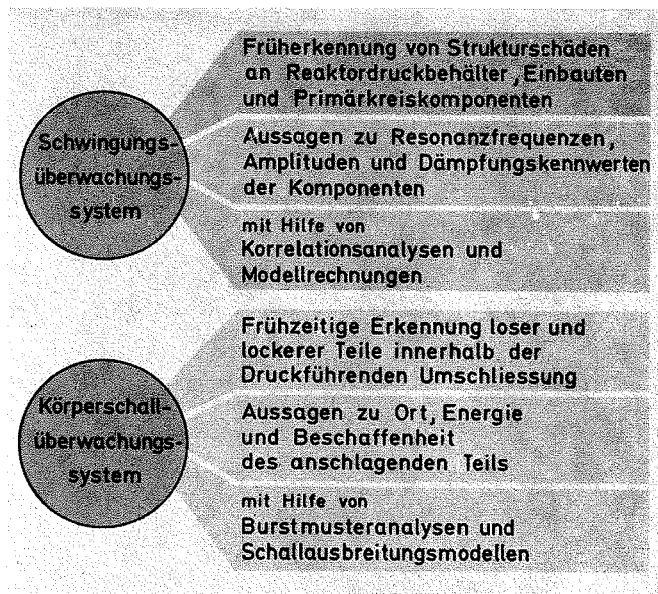


Bild 2: Ziele der Schwingungs- und Körperschallüberwachung

sind die von GRS in deutschen Leistungsreaktoren durchgeführten Schwingungs-, Rauschsignal- und Körperschall-Messungen nochmals zusammengestellt. Die Referenzanlagen sind besonders gekennzeichnet.

Schwingungsüberwachungssystem

Stand der Einsatzpraxis

Ausführliche Untersuchungen in Stade und Biblis haben schließlich in Neckarwestheim zur Einrichtung eines Schwingungsüberwachungs-Prototypsystems geführt, mit dem nunmehr Erfahrungen zum Langzeitverhalten und zu betrieblichen Einflüssen gesammelt werden. Entsprechende Systeme sind in Unterweser und Grafenrheinfeld installiert bzw. vorgesehen. Wesentliche Teile eines Schwingungsüberwachungssystems wurden in Biblis A nachgerüstet.

Der Schwerpunkt der Entwicklungen lag bisher beim Druckwasserreaktor. Aufgrund konstruktiver Gegebenheiten (dünnwandigere, größere Behälter) ist das gleiche Prinzip jedoch nicht unmittelbar auf den Siedewasserreaktor zu übertragen.

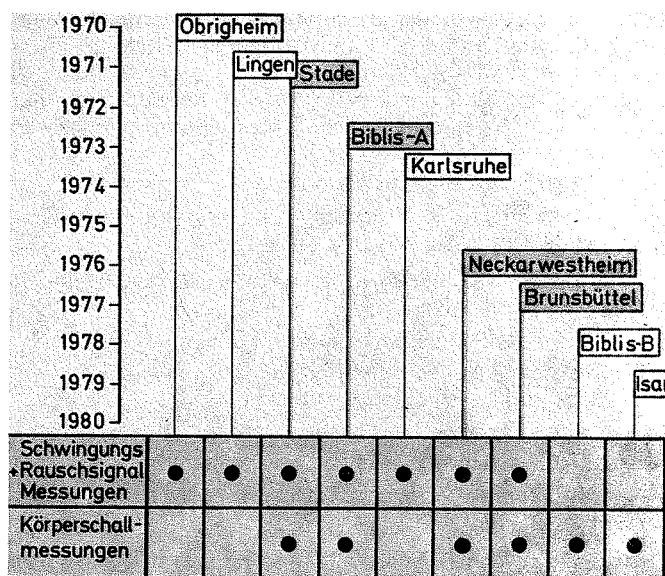


Bild 3: Durchgeführte Schwingungs- und Körperschallmessungen

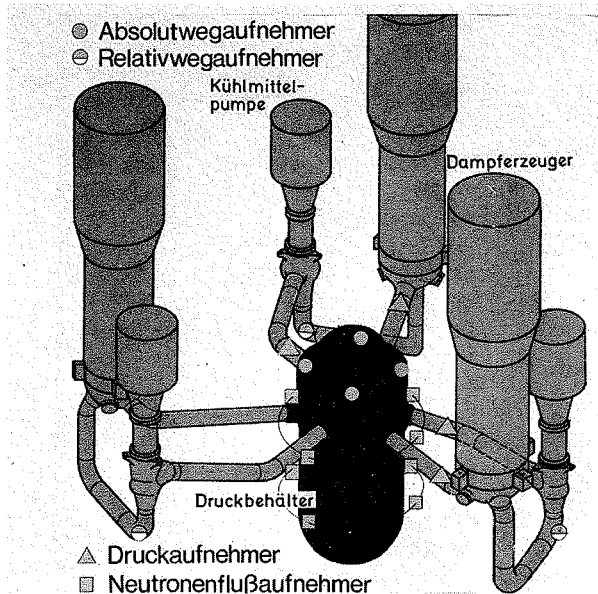


Bild 4: Meßwertaufnehmer und ihre Position im Schwingungsüberwachungssystem

Dennoch wäre auch hier ein geeignetes Überwachungssystem anzustreben, wie nicht zuletzt entsprechende Nachfragen der Gutachter beweisen.

Beschreibung des Meßsystems

Während des bestimmungsgemäßen Betriebs vollführen die verschiedenen Komponenten des Primärkreises Schwingungen, die der Struktur durch die Umwälzung des Kühlmittels und die damit verbundenen Strömungsvorgänge entlang des Strömungspfades (Umlenkungen, Verteilungen), durch die Restunwuchten der Pumpen und durch die beim Pumpvorgang erzeugten Druckfluktuationen aufgeprägt werden. Diese Schwingungen besitzen größtenteils sehr kleine Amplituden; durch Einsatz von korrelationsanalytischen Verfahren können aber auch bei niedrigem Signal-Rausch-Abstand diejenigen Informationen gewonnen werden, die für eine Überwachung erforderlich sind.

Die Untersuchungen haben ergeben, daß außer den Signalen von Schwingungsaufnehmern, die aus Gründen der Betriebssicherheit außerhalb der druckführenden Umschließung angebracht sind, auch die Fluktuationen (Rauschsignale) in den Neutronenflußsignalen und im Kühlmitteldruck als Beobachtungsgrößen verwendet werden können. Im Neutronenflußrauschen bilden sich Einbautenschwingungen ab aufgrund von

- Änderungen der Reaktivität oder
- Änderungen der Abschwächung einer Wasservorlage, deren Dicke durch die Schwingung variiert wird.

Infolge der physikalischen Effekte können folgende Einbautenschwingungen nachgewiesen werden:

- Kernbehälter-Pendelschwingungen,
- Schalenschwingungen des Kernbehälters und (soweit vorhanden) des thermischen Schilds,
- Biegeschwingungen der Brennelemente,
- Relativbewegungen zwischen Steuerstäben und Kern,
- Incore-Lanzenschwingungen (Detektorschwingung im Flußgradienten).

Neutronenflußrauschsignale stellen somit eine wichtige Informationsquelle dar. Dies gilt umso mehr, da die meisten der Einbautenschwingungen durch externe Schwingungsmeßfühler nicht oder nur unzureichend erfaßt werden. Bei Messung

mit niedrigerem Signal/Rauschabstand in Schwingungssignalen kann aufgrund des diversitären Meßprinzips (Neutronenfluß und Schwingung) unter Anwendung der Korrelationsanalyse dennoch eine zuverlässige Aussage über den Schwingungszustand erreicht werden. Die Vorteile der Einbeziehung von Neutronenflußsignalen (deren Meßkanäle ja bereits vorhanden sind) in ein Schwingungsüberwachungssystem sind somit evident.

Bei den Drucksignalen hat sich gezeigt, daß die Meßkanäle der üblichen Betriebsinstrumentierung (mit Wirkdruckleitungen größerer Länge) nur unzureichend zur Schwingungsüberwachung geeignet sind. Es werden daher zusätzliche Druckaufnehmer an den Rohrleitungen (Eintritts- und Austrittsleitungen) eingesetzt, die ausschließlich den dynamischen Anteil erfassen. Bei den Druckfluktuationen ist zwischen verschiedenen Anteilen zu unterscheiden, die aufgrund ihrer unterschiedlichen Kohärenzeigenschaften in zwei Gruppen unterteilt werden

- Nearfield (örtliches Strömungsrauschen, Jet-Noise, Karman'sche Wirbel), und
- Farfield (akustische Druckwellen wie Drehklang der Pumpen, stehende Wellen, Strukturschwingungsrückwirkungen).

Da die Druckfluktuationen sowohl Informationen über die Anregefunktionen von Strukturschwingungen als auch über Strukturschwingungsantworten enthalten, kommt den Druckaufnehmern innerhalb eines Schwingungsüberwachungssystems eine wesentliche Aufgabe zu. Durch Einsatz der Korrelationstechnik können Nearfield- und Farfield-Anteile getrennt und bezüglich der Strukturrückwirkungen die Vorteile der diversitären Messung genutzt werden. Nicht zu vergessen ist ferner die äußerst wichtige Rolle von dynamischen Druckaufnehmern bei der Anomaliendetektion (Gasvolumina in der druckführenden Umschließung, Entgasungskontrolle s. o.).

Als Meßpositionen für externe Schwingungsaufnehmer sind am Reaktor Druckbehälter (RDB) prinzipiell vier unter 90° angeordnete Positionen am RDB-Deckelflansch (für vertikal empfindliche Absolute Wegaufnehmer) oder die Position am Fußpunkt des RDB (für einen triaxial empfindlichen Absolute Wegaufnehmer) möglich. Aus Gründen der Zugänglichkeit und besserer Detektierbarkeit unsymmetrischer Schwingungsvorgänge wurde die erste der beiden Alternativen bevorzugt. Für die Erfassung der Loopbewegungen haben sich Positionen an der Rohrleitung unterhalb der Hauptkühlmittelpumpen (für biaxiale Aufnehmer mit Empfindlichkeitsrichtungen RDB und Dampferzeuger) als geeignet erwiesen.

Zusammenfassend kann festgehalten werden: Das Meßdatenerfassungssystem eines Schwingungsüberwachungssystems ist aus vier verschiedenen Kanalgruppen aufgebaut. Als Informationsquellen werden die Signale folgender Meßaufnehmer verwendet (Meßpositionen siehe Bild 4):

- seismische Wegaufnehmer am Reaktordeckel (RDB-Absolute Wege),
- induktive Relativwegaufnehmer an den Primärleitungen (Loopbewegungen),
- piezokeramische Druckaufnehmer an den Rohrleitungen (Druckfluktuationen),
- Ionisationskammern der Neutronenfluß-Außeninstrumentierung (ex-core Neutronenflußrauschen).

Darüber hinaus haben sich in den laufenden Forschungsarbeiten auch die Signale der Neutronenfluß-Incoredetektoren als brauchbar erwiesen, die jedoch in bestehenden Überwachungssystemen noch nicht integriert sind.

Die Signale sämtlicher Meßketten sind an einem zentralen Meßplatz in Wartennähe zusammengefaßt. Dort führen sie nicht nur auf festeingebaute Datenreduktions- und Über-

wachungskanäle, sondern stehen für weiterführende Analysen zur Verfügung, wobei gegenwärtig jedoch mobile Geräte zum Einsatz kommen.

Beschreibung des Überwachungskonzepts

Die Messungen am Schwingungsüberwachungssystem werden in bestimmten zeitlichen Abständen oder nach speziellen Ereignissen durchgeführt, das heißt, die Überwachung erfolgt diskontinuierlich. Dies wird als ausreichend erachtet, um sich anbahnende Fehler rechtzeitig zu erkennen, da man andererseits bei kurzfristigen Änderungen des Schwingungsverhaltens ein Ansprechen des (kontinuierlich arbeitenden) Überwachungssystems für lose und lockere Teile unterstellt (siehe unten).

Bei den Messungen werden meist bereits vor Ort die wichtigsten für die Bewertung des Anlagenzustandes benötigten Kennwerte bzw. Kennfunktionen (zum Beispiel RMS-Werte, spektrale Leistungsdichten) mit Hilfe spezieller Analysegeräte ermittelt. Grundsätzlich aber werden die Signale für detaillierte off-line-Analysen im Labor mit Mehrspur-Magnetbandgeräten aufgezeichnet. Sie stehen somit für gezielte Vergleiche bei späteren Fragestellungen als Referenzmessungen zur Verfügung.

Die ermittelten Kennfunktionen (Musterfunktionen) werden beim gegenwärtigen Stand der Technik visuell mit zurückliegenden Referenzmustern verglichen. Abweichungen ergeben, soweit sie nicht der Statistik der Signale oder bekannten Langzeittrends zugeordnet werden können, Indizien für ein verändertes Schwingungsverhalten.

Basis für die richtige Interpretation einer beobachteten Musteränderung ist die detaillierte Kenntnis sowohl des Normalschwingungszustandes der überwachten Strukturen als auch der Signalzusammensetzung der verschiedenen Meßsignalarten. Folgende experimentelle und theoretische Arbeitsschritte schaffen die Grundlage für dieses Wissen:

- Vorbetriebliche Kennwertmessungen, Ermittlung der Kennwerte der Komponenten durch Shakertests oder Reißbolzenversuche, Vergleich mit Auslegungswerten.
- Probetriebsmessungen an der Anlage bei verschiedenen Betriebszuständen wie Kalt- und Warmprobetrieb, Pumpenschalten, Aufheizen der Anlage. Experimentelle Erfassung der Korrelationen der dabei gemessenen Einbautenschwingungen mit den Signalen externer (auch später verfügbarer) Schwingwegaufnehmer.
- Entwicklung von Strukturmodellen für einzelne Komponenten und für das Gesamtschwingungsverhalten des Reaktorprimärsystems, Verifizierung der Modelle anhand der Kennwert- und Probetriebsmessungen.
- Entwicklung von Quellmodellen für Druck- und Neutronenaussignale.
- Erstellung von Musteratlanten mit Hilfe von Sensibilitätsstudien für wichtige Strukturparameter.
- Erstellung von Referenzmuster-Datenbanken zur Trendfassung und zum Erlernen typischer Vergleichsmuster.

Wie aus dieser Liste zu entnehmen ist, ist ein erheblicher Aufwand zur Erreichung eines gesicherten Interpretations-Kennnisstandes erforderlich. Es darf jedoch nicht übersehen werden, daß der Aufwand nur bei Prototypanlagen diesen Umfang annimmt.

Beispiele von Meßergebnissen

Als Beispiel für die Vorgehensweise bei der Interpretation von Kennfunktionen des Referenzzustandes (100 % Normalbetrieb) sind in Bild 5 die Leistungsdichtespektren zweier RDB-Deckelwegsignale gezeigt (aus [6]). Im oberen Teil des

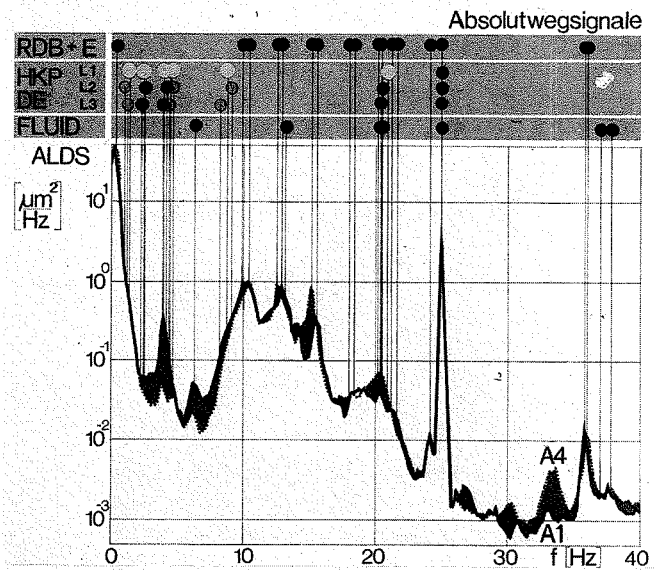


Bild 5: Interpretation von Kennfunktionen beim Referenzzustand

Bildes sind die Ergebnisse der Modellrechnungen und theoretischen Überlegungen eingetragen, die ihrerseits zunächst mit den experimentellen Ergebnissen während der Inbetriebnahme verifiziert worden waren. Im ersten Band sind jeweils Doppelfrequenzen für die Strukturresonanzen des Systems RDB/Einbauten zu erkennen. Diese sind unterschiedlichen Steifigkeiten der RDB-Lagerung aufgrund der geometrischen Randbedingungen der 3-Loopanlage zuzuordnen. Im mittleren Band sind die Pendel-, Hub-Eigenfrequenzen der drei Hauptkühlmittelpumpen und der drei Dampferzeuger eingetragen, die aufgrund unterschiedlicher Loopabmessungen für die drei Loops verschieden sein können. Schließlich treten im geschlossenen System des Reaktorprimärkreises verschiedene Fluidresonanzen auf (stehende Wellen, Volumenresonanzen, Pumpenanregung), die in den Strukturantwortsignalen wiederzufinden sind (drittes Band).

In Bild 6 ist ein typisches Beispiel einer Abweichung einer Kennfunktion (Loopbewegung) vom Referenzzustand gezeigt. In diesem Fall handelt es sich zwar nicht um einen Schaden an einer Struktur, sondern um eine schadensbedingte Störung an der Speisewasserzuführung des zugehörigen Dampferzeugers. Das Schwingungsverhalten des gesamten Loops wird aber, wie zu erkennen ist, maßgebend beeinflusst. Deutlich treten insbesondere die dem Dampferzeuger Nr. 1 zuzuordnenden Strukturresonanzen in Erscheinung.

In Bild 7 (oben) sind zwei während eines Warmprobetriebs berechnete Leistungsdichtespektren eines Absolutweggebers am Reaktordeckel gezeigt, die insbesondere im unteren Frequenzbereich auffällige Unterschiede aufweisen (aus [7]). Die Inspektion nach dem Warmprobetrieb ergab, daß ein Teil der Niederhaltefedern gebrochen war. Dadurch hatten sich die Kopplungsbedingungen zwischen RDB und Kernbehälter/Oberes Kerngerüst wesentlich geändert.

In zweiten Beispiel (Bild 7 unten) sind die Auswirkungen eines während des Leistungsbetriebs eingetretenen Schadens dargestellt. An der 600 MW-Prototypanlage (KKS) hatten sich während des ersten Brennelementzyklus Befestigungsschrauben des Schemels gelöst. Die zugehörige Spektrallinie im Leistungsdichtespektrum der Deckelabsolutwegsignale bei etwa 37 Hz änderte sich in Abhängigkeit von der Betriebszeit deutlich zu niedrigeren Frequenzen hin. Im Bild sind die Änderungen der Spektren hervorgehoben. Hätte man zu dieser Zeit, in der mit den grundsätzlichen Untersuchungen

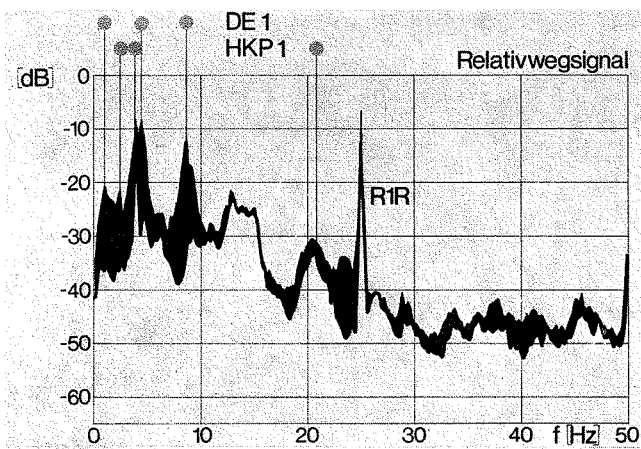


Bild 6: Abweichung einer Kennfunktion vom Referenzzustand

zur Entwicklung eines Schwingungsüberwachungssystems begonnen worden war, bereits gezielt Mustervergleiche durchgeführt, hätte man diesen Schaden während des Betriebs feststellen können.

Zusammenfassung der Betriebserfahrungen

Die Hardwaresysteme wurden inzwischen fortentwickelt, so daß nunmehr ein hoher Stand an Bedienungskomfort erreicht werden konnte. Die bisherigen Langzeituntersuchungen erbrachten, daß die Leistungsdichtespektren zum größten Teil gute Konstanz, das heißt geringe Streubänder im Langzeitverfahren aufweisen. Bei einigen Signalen (zum Beispiel excore-Neutronenfluß) muß jedoch ein abbrandabhängiger Trend in den Leistungsdichtespektren berücksichtigt werden. Es sollte aber darauf hingewiesen werden, daß diese Änderungen im wesentlichen Strukturschwingungsänderungen (Änderungen der Brennelementeigenschaften) zuzuordnen sind. Über die bisherigen Ergebnisse der Langzeituntersuchungen sowie über vergleichende Analysen der Ergebnisse an unterschiedlichen Reaktortypen wurde in [8] berichtet. Zur weiteren Verfolgung und Erforschung betrieblicher (Belastungs)-Einflüsse wurde in diesem Jahr ein neues Forschungsvorhaben gestartet.

Abschließend sei darauf hingewiesen, daß zum Beispiel in Frankreich von allen Leistungsreaktoren periodisch Leistungsdichtespektren ermittelt und zentral bei EdF/Chatou ausge-

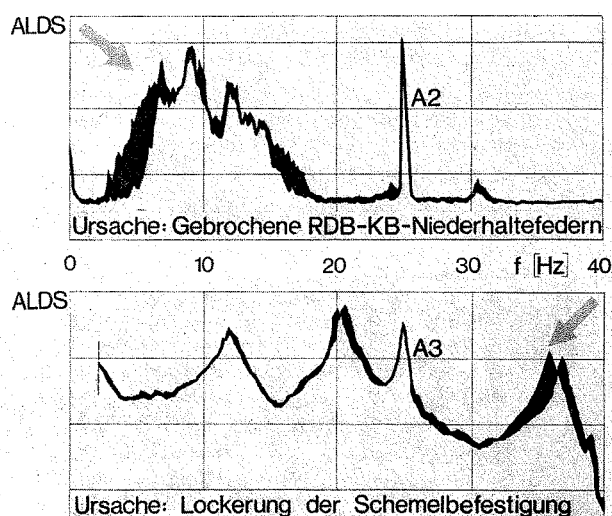


Bild 7: Beispiele für aufgetretene Schäden

wertet werden. Ähnliche Zielsetzungen werden von Schweden berichtet. In USA werden hauptsächlich nur dann Anlagen mit Schwingungsüberwachungssystemen ausgerüstet, wenn an Einzelanlagen des gleichen Typs Strukturschäden aufgetreten sind (zum Beispiel CE-Reaktoren vom Pallisades-typ).

Körperschallüberwachungssysteme

Stand der Einsatzpraxis

Der Einbau von Körperschallüberwachungssystemen wird seit einigen Jahren in allen deutschen Kernkraftwerken im Rahmen der Genehmigungsverfahren bzw. Aufsicht verlangt. Entsprechend den verschiedenen Einbauzeitpunkten besitzen die verwendeten Überwachungssysteme zum Teil ein erheblich unterschiedliches technisches Niveau. Allgemeine Auslegungskriterien bestehen allerdings bis heute nicht. Gegenwärtig entsteht ein NKe-Normenentwurf. Ein amerikanischer Guideline (Reg. Guide 1.113) ist noch nicht endgültig verabschiedet.

Beschreibung der Meßsysteme

Lose und lockere Teile innerhalb der druckführenden Umschließung von Kernreaktoren sind, wie die Erfahrungen gezeigt haben, insbesondere bei Inbetriebnahme, aber auch im stationären Betrieb nicht auszuschließen. Einfaches Prinzip, lose, von der Kühlmittelströmung mitgerissene Teile oder ortsfeste, aber lockere Teile nachzuweisen, ist, die beim Anschlag an die umgebenden Wände oder Einbauten erzeugten Schallsignale durch geeignete Meßaufnehmer zu detektieren. Da die Aufnehmer aus Gründen der Betriebssicherheit an den Außenwänden der druckführenden Umschließung angebracht sind und die Schalleitung hauptsächlich über die Struktur erfolgt, handelt es sich bei den zu messenden Schallwellen um Körperschall. Es wird üblicherweise mit piezoelektrischen Beschleunigungsaufnehmern detektiert, deren empfindliche Frequenzbereiche den akustischen Bereich umfassen. Das auf den ersten Blick sehr einfache Meßprinzip erfährt in der Praxis aufgrund folgender Tatbestände mehr oder minder wesentliche Einschränkungen:

- Die durch den Anschlag erzeugten sogenannten Burstsignale müssen gegen zum Teil nicht geringe Betriebsgeräusche (Hintergrundgeräusche) detektiert werden, denen auch im bestimmungsgemäßen Betrieb aufgrund von betrieblichen Vorgängen transiente, das heißt burstartige Schallereignisse überlagert sein können.
- Körperschallwellen treten in verschiedenen Moden auf, die unterschiedliche Ausbreitungseigenschaften (zum Beispiel Schallgeschwindigkeit) besitzen.
- An Querschnittsänderungen, Inhomogenitäten, Oberflächen, Ecken, Anflansungen etc. treten Schwächungen, Reflexionen und Modewandlungen auf.
- Wichtige Körperschallmoden zeigen Dispersion, das heißt ihre Ausbreitungsgeschwindigkeit ist frequenzabhängig. Eingeleitete Schallimpulse „zerfließen“ in Abhängigkeit von der Entfernung zwischen dem Ort der Schalleinleitung und -detektion.
- Nach dem gegenwärtigen Stand der Technik werden für die Anbringung der Aufnehmer nahezu ausschließlich Magnetadaptionen verwendet, deren Übertragungseigenschaften im resonanten Bereich sehr kompliziert und für verschiedene Aufnehmer in praxi immer unterschiedlich sind.

Die Körperschallaufnehmer werden in Bereichen, in denen die Aufenthaltswahrscheinlichkeit von losen Teilen besonders hoch ist, das heißt in Bereichen natürlicher Sammelräume wie die Eintrittskalotte der Dampferzeuger und das untere Plenum des RDB, möglichst direkt an die Behälterwände adap-

tiert (Meßpositionen DWR und SWR siehe Bild 8). Es werden temperaturfeste und strahlungsresistente Beschleunigungsnehmer eingesetzt. Als Meßpositionen haben sich bisher durchgesetzt: zwei Meßebenen mit jeweils drei Aufnehmern im unteren und oberen Bereich des RDB, sowie (beim DWR) je ein Aufnehmer an den Eintrittskalotten der Dampferzeuger und im oberen Bereich der Dampferzeuger. In einigen Reaktoranlagen wurden aufgrund konkreter Zielsetzungen Aufnehmer nachgerüstet (zum Beispiel beim SWR in Höhe der Pumpenabdeckringe).

Die Vorverstärker (meist Ladungsverstärker) befinden sich zum größten Teil innerhalb des Sicherheitsbehälters. Alle Meßkanäle sind an einem zentralen Meßplatz zusammengefaßt, an dem sich die Einheiten zur Signalaufbereitung, -reduzierung und -speicherung sowie die Überwachungseinheiten befinden. In den Überwachungskanälen eingebaute Diskriminatoren mit festen und/oder gleitenden Schwellwerten zeigen Überschreitungen bestimmter Amplituden optisch und akustisch in der Warte an. Audiokanäle dienen dem Abhören der Signale über Kopfhörer oder Lautsprecher (subjektive Beurteilung). Häufig sind Mehrkanal-Lichtpunktliniensreiber oder Mehrspur-Magnetbandgeräte fest eingebaut. Um die elektronische Meßkette prüfen und kalibrieren zu können, ist ein Testsignal vorgesehen, mit dem vom Meßplatz aus in die Vorverstärker geeignete Prüfsignale eingespeist werden können.

Beschreibung des Überwachungskonzepts

Da die zu detektierenden Anschlaggeräusche sich gegenüber Hintergrundgeräuschen abheben müssen, um durch Schwellwertdiskriminatoren zur Anzeige gebracht zu werden, das heißt, da erst vergleichsweise große Schallergebnisse durch die Überwachungseinheiten erkannt werden, wird (nicht nur in Deutschland) parallel zur automatischen Überwachung zyklisch wiederkehrend eine subjektive Beurteilung der Schallsignale durch das Schichtpersonal durchgeführt. Das menschliche Ohr vermag äußerst selektiv zu hören und Veränderungen im Klangbild sehr bald zu erkennen. Auf diese Weise kann auch mit Körperschallüberwachungssystemen eine Schadenfrüherkennung (lockere Teile) möglich werden.

Bei der automatischen Überwachung ist ein Kompromiß zwischen Nachweisempfindlichkeit von Burstsignalen (Schwellwertstellungen) und zu akzeptierenden Fehlalarmen zu schließen. Hardwaremaßnahmen, wie zum Beispiel nicht die Amplituden der Körperschallsignale, sondern die RMS-Werte den Vergleichern aufzuschalten oder den betriebsabhängigen Hintergrundgeräuschen sich anpassende Vergleicherspannungen zu verwenden (was auch durch A.G.C.-Verstärker²⁾ in den Körperschallkanälen realisiert werden kann) erbrachten inzwischen wesentliche Verbesserungen bezüglich Fehlalarmen. Kurze elektrische Einstreuungen vergleichbar hoher Amplituden (Spikes) können dadurch ausgeblendet werden.

Sind burstartige Betriebsgeräusche deterministischer Art vorhanden (zum Beispiel Steuerstabfahren bei DWR), so können sie in einer dem Vergleichern nachgeschalteten Verknüpfungslogik unterdrückt werden. Mit dem Aktivierungsimpuls für eine Alarmmeldung wird meist eine Registriereinrichtung, Mehrkanalschreiber oder Mehrspurmagnetband angestoßen.

Bei subjektiv oder über Alarmmeldung festgestellten Geräuschmusteränderungen sind außer dem Abhören und Anfertigen von Schrieben in den meisten Fällen weiterführende Analysen erforderlich. Handelt es sich um Anschlaggeräusche, so ist die wichtigste Voraussetzung, um zu einer sachgerechten Beurteilung der Geräusche zu kommen, eine detaillierte Burstanalyse. Es sind für die beteiligten Meßkanäle zeit-synchrone hochaufgelöste Amplituden-Zeitschriebe anzufere-

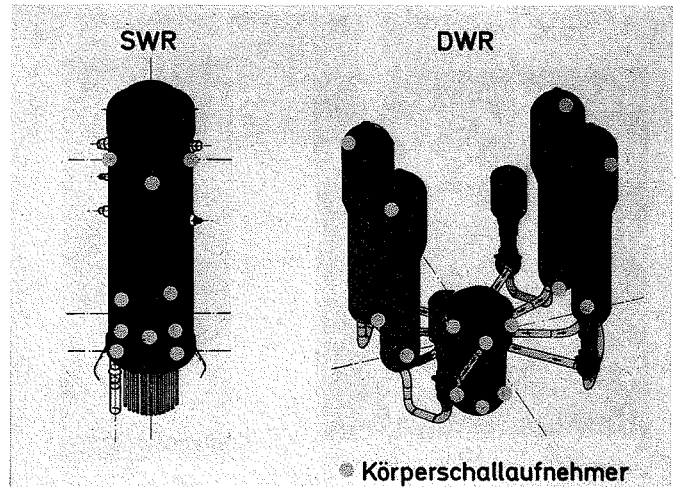


Bild 8: Meßpositionen des Körperschallüberwachungssystems bei Druck- und Siedewasserreaktoren

tigen, in denen auch die Anstiegsflanken der Bursts in vollem Umfang enthalten sein müssen. Aus so erhaltenen Burstmustern können mit Hilfe von Laufzeitdifferenzen, Anstiegsflanken, Abklingzeiten, etc. sowie Amplitudenverteilungen, Burstraten und Intervallverteilungen die für die Lokalisierung des Schallentstehungsortes und für die Ursachenfindung notwendigen Informationen erhalten werden.

Besonders gut geeignet für diese Aufgabe sind schnelle digitale Transientenspeicher, die mit wählbarem Pre-triggering ausgestattet sind. Derartige technische Lösungen sind bisher in Kernkraftwerken noch nicht realisiert, werden jedoch in Einzelfällen demnächst zur Verfügung stehen. Auch die GRS wird in Kürze ein mobil einsetzbares digitales Datenerfassungssystem zur Verfügung haben, bei der ein Tischrechner die Organisation der Datenerfassung mit Hilfe eines Vielkanaltransientenspeichers sowie das Ablegen, Weiterverarbeiten und Darstellen von Burstmustern übernimmt. Mit diesem System wird die GRS künftig in der Lage sein, auch bei sporadisch auftretenden außergewöhnlichen Schallereignissen aussagekräftige Analysen durchzuführen.

Wichtige Voraussetzungen für die Beurteilung und Interpretation von schadensbedingten Geräuschmustern können sein:

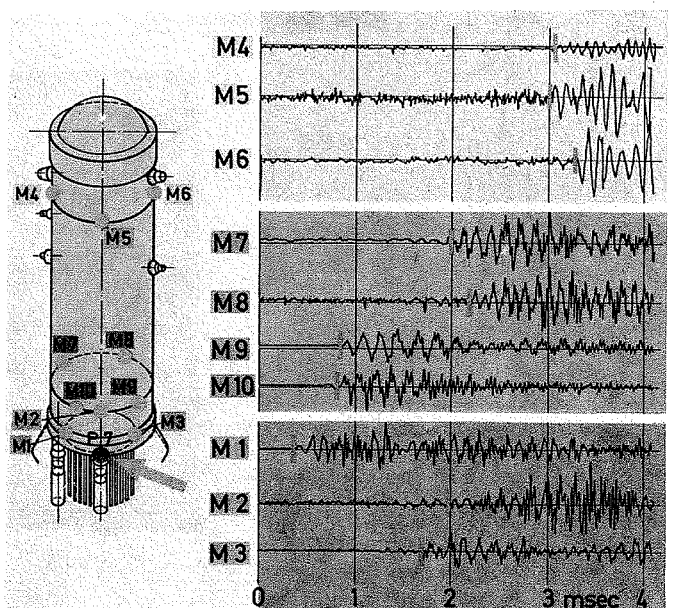


Bild 9: Burstmuster eines Testanschlages

2) A. G. C. automatic gain control

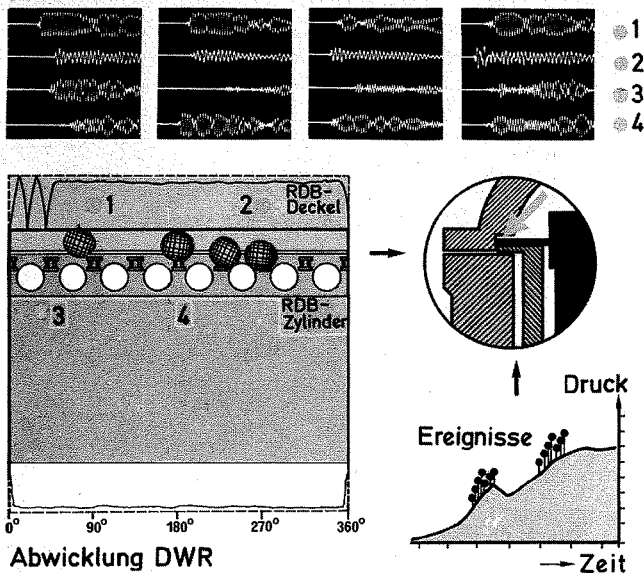


Bild 10: Burstmusteranalyse zur Lokalisierung von Schallereignissen

- Vorhandensein von ausreichend aktuellen Referenzaufzeichnungen aller Körperschallsignale mit dokumentierten Kennwerten und Kennfunktionen für Vergleichszwecke.
- Kenntnis der Schallausbreitungsbedingungen in den komplexen Strukturen, das heißt, Vorhandensein von dokumentierten Burstmustern aus vorbetrieblichen Anschlagversuchen mit kalibriertem Impulshammer.
- Kenntnis des betrieblichen Schwingungsverhaltens von RDB-Einbauten und Primärkreis Komponenten (insbesondere bei lockeren Teilen).
- Kenntnis von Veränderungen in den Übertragungseigenschaften der Aufnehmer/Magnet-Anordnung (das heißt, die Möglichkeit der Anfertigung spektraler Autoleistungsdichtespektren der einzelnen Meßsignale muß gegeben sein).

Um diese Voraussetzungen zu schaffen, sind Sondermessungen durchzuführen, die beim gegenwärtigen Stand der Technik mit mobilen Analysegeräten durch spezialisiertes Personal vorgenommen werden.

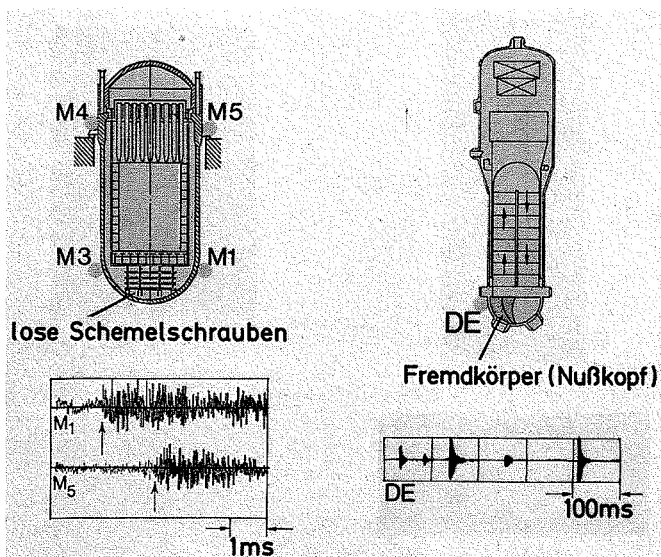


Bild 11: Lose Teile in Druckwasserreaktoren

Beispiele von Analyseergebnissen

Für die Beurteilung von Burstmustern ist, wie oben aufgelistet, die Kenntnis der strukturspezifischen Schallausbreitungsbedingungen eine wesentliche Voraussetzung. Mit einem kalibrierten Impulshammer werden vor Inbetriebnahme an ausgewählten Systempunkten Anschläge angebracht und die dabei erzeugten Körperschallantworten in den verschiedenen Aufnehmern gemessen. In Bild 9 ist als Beispiel das bei einem Testanschlag resultierende Burstmuster von acht Körperschallsignalen gezeigt, wie es an einem SWR bei einem Testschlag am Flansch einer Axialpumpe gewonnen wurde. Deutlich sind die Laufzeitunterschiede sowie die laufweg- und aufnehmer-spezifischen Burstformen zu erkennen.

Die Vorgehensweise bei der Lokalisierung von Schallereignissen ist in Bild 10 dargestellt. Bei der betrachteten Anlage stehen am Reaktordruckbehälter vier Aufnehmer zur Verfügung (zwei am Deckel, zwei unterhalb der Kühlmittel-Eintritts/Austritts-Stützen). Im Zusammenhang mit der Aufklärung eines konkreten Problems konnten bei einem bestimmten Betriebszustand plötzlich auftretende Serien von Einzelschallereignissen, da sie gezielt mit einem Mehrspurmagnetbandgerät aufgezeichnet worden waren, einer detaillierten Burstmusteranalyse zugeführt werden. Es zeigte sich, daß die einzelnen Ereignisse durchaus unterschiedliche Burstmuster besitzen (s. Bild 9 oben). Unter Verwendung der diesen Burstmustern entnehmbaren Laufzeitdifferenzen und des aus der Geologie als Triangulationsverfahren bekannten Hyperbelschnittverfahren lassen sich auf der Abwicklung des Reaktordruckbehälters engbegrenzte Bereiche für die Schallentstehungsorte angeben (schraffierte Flächen). Die Bereiche liegen alle entlang der Berührungslinie zwischen Reaktordeckel und Reaktordruckbehälter. Eine Identifizierung der Schallursachen wird schlüssig möglich, wenn zur Interpretation die betriebliche Information mit herangezogen wird, daß alle Schallereignisse während der Hochheizphase in Bereichen größter Druckgradienten auftraten (s. Bild 9, rechts unten). Als Ursache lassen sich somit eindeutig Temperatureausgleichsvorgänge am RDB-Flansch ermitteln (zum Beispiel Lösen von Verspannungen an den Niederhaltefedern bzw. deren Bolzen, die infolge unterschiedlicher Wärmedehnungen auftreten). Um mit diesem Beispiel bezüglich der Probleme der Ortung keine zu optimistischen Erwartungen zu wecken, sei darauf hingewiesen, daß im allgemeinen aufgrund längerer Schallwege und geringerer Energien der Anschläge (zum Beispiel eines lockeren Teiles) die resultierenden Burstmuster wesentlich schwieriger zu interpretieren sind.

Die Bilder 11 und 12 zeigen Burstmuster, wie sie bei losen und lockeren Teilen in deutschen Druck- und Siedewasserreaktoren beobachtet wurden. Relativ eindeutig sind die Anzeigen, wenn – wie in der Eintrittskammer eines Dampferzeugers – die Anschläge nahe dem Aufnehmer erfolgen. Die im Bild 10 rechts gezeigte Burststruktur wurde, durch ein nach Wartungsarbeiten im Kühlsystem vergessenes Werkzeugstück (Nußkopf, 70 g) verursacht.

Wesentlich kleinere, das heißt weniger energiereiche Bursts in den Signalen von Körperschallaufnehmern wurden von losen Schemelschrauben in der unteren Kalotte eines Reaktordruckbehälters erzeugt (linke Bildhälfte). Charakteristisch für die gefundenen Burstmuster war eine in engen Grenzen schwankende, jedoch stets vorhandene Laufzeitdifferenz zwischen oben und unten positionierten Aufnehmern. Eine statistische Auswertung der Laufzeitdifferenzen der Signale der drei unteren Aufnehmer ergab, daß die Fußpunkte der acht Schemelbeine bevorzugte Orte der Schalleinleitung in die überwachte Struktur (RDB-Kalotte) darstellten. Die visuellen Untersuchungen bei der Reparatur bestätigten, daß neben der Kalottenwand auch die Schemel-Konstruktion starke Schlagspuren aufwies.

Bei Siedewasserreaktoren sind die Nachweis- und Ortungsmöglichkeiten insoweit erschwert, als der Behälter erheblich größer, die Einbauten komplexer und im unteren Kalottenbereich durch die zahlreichen Durchführungen die Schallschwächung wesentlich größer ist. Bei den beiden gezeigten, schadensbedingten Burstmustern handelt es sich im unteren Schrieb um die Antwortsignale von abgelösten Teilen der Pumpenabdeckring-Verriegelung einer Axialpumpe (die Bursts sind nur unwesentlich gegen die Hintergrundgeräusche abgehoben), im oberen Schrieb um das Burstmuster infolge der Anschläge eines gebrochenen Verbindungsstegs zwischen Dampfseparatorstandrohr und Kernnotsprühleitung.

Gerade an diesem letzten Beispiel kann sowohl die Nachweisproblematik lockerer Teile als auch der Umfang der für die Interpretation erforderlichen spezifischen Systemkenntnisse verdeutlicht werden. Das gezeigte Burstmuster konnte erst nach sehr gezielter Behandlung der Originalsignale (angepaßte Schmalbandfilterung) erhalten werden. Ein Schrieb der breitbandigen Signale, wie sie für die Überwachung notwendig sind, würde keine Burststruktur erkennen lassen. Demgegenüber waren beim Abhören der Signale Rüttelgeräusche eindeutig wahrnehmbar. Eine akustische Beurteilung ist jedoch naturgemäß nur subjektiv möglich.

Bei der Eingrenzung der Schallentstehungsursache wurde neben der Beurteilung der Burstformen von den Kenntnissen des Einbautenschwingungsverhaltens Kredit genommen. Bei Ermittlung der Bursthäufigkeiten und Intervallverteilungen konnte festgestellt werden, daß zwei Frequenzen bevorzugt in Erscheinung traten. Diese Frequenzen stimmen sehr gut mit der bei den vorbetrieblichen Schwingungsmessungen gefundenen Eigenfrequenzen des Systems Reaktordruckbehälter/Kernmantelverband überein. Auf diese Weise konnte der Schallentstehungsbereich auf den Bereich des Dampfseparators eingegrenzt werden.

Zusammenfassung der Betriebserfahrungen

Die in den letzten Jahren zum Einsatz gekommenen Körperschallüberwachungssysteme sind in der Lage, kontinuierlich anstehende außergewöhnliche Schallsignale zuverlässig anzuzeigen. Allerdings wird in vielen Fällen, insbesondere bei lockeren Teilen, nicht die automatische Überwachung, sondern die subjektive Beurteilung durch das Schichtpersonal die Anzeige ermöglichen. Da andererseits niederenergetische Anschläge im allgemeinen nicht unmittelbar zu größeren Schäden oder Folgeschäden führen werden, scheint eine vergleichsweise späte Erkennung durch die akustische Kontrolle des Schichtpersonals akzeptabel. Weiterführende Analysen sind jedoch zu veranlassen.

Probleme existieren dagegen bei relativ kurzfristig auftretenden Schallereignisfolgen oder sporadisch auftretenden Einzelschallereignissen. Systeme, die mit mehrkanaligen, automatisch gestarteten Schnellschreibern ausgerüstet sind, vermögen immerhin durch die Dokumentation der unmittelbaren Burstfolge einen Hinweis auf die mögliche Schallursache zu geben. Aus betrieblichen Gründen notwendige niedrige Schreibergeschwindigkeiten werden jedoch in den meisten Fällen die für die Ortung erforderliche Burstdetailanalyse verhindern. Eine Lösung brächte der automatische Start einer mehrspurigen Signalspeicherung (zum Beispiel Analogmagnetband); dies ist derzeit in den wenigsten Anlagen realisiert, nicht zuletzt wegen der damit verbundenen betrieblichen Probleme (Personalüberforderung, Datenanfall, Fehlansregungen etc.).

Ein echtes technisches Problem stellen sporadisch auftretende Einzelschallereignisse dar. Zwar ist die Diskussion, ob diese als relevant einzustufen sind, noch nicht abgeschlossen, jedoch ist die Theorie „Ein Schlag ist kein Schlag“ zumindest umstritten. Da kontinuierlich aufzeichnende Analogmagnetbandsysteme einem Dauer-Shuttle-Betrieb nicht lange stand-

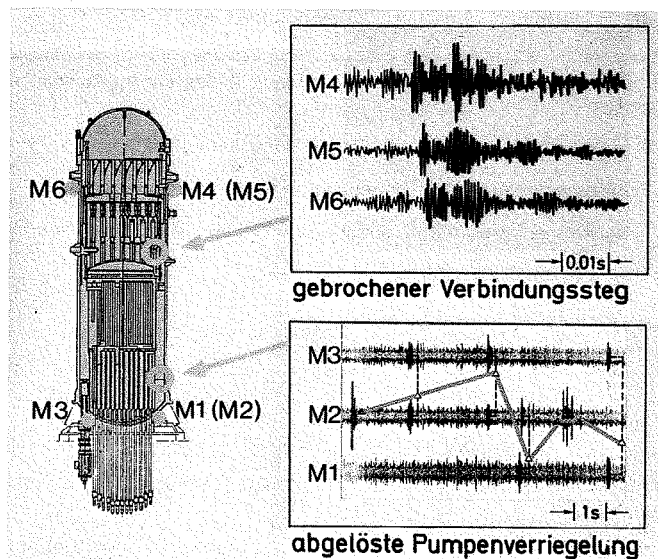


Bild 12: Lose und lockere Teile in einem Siedewasserreaktor

halten, bleibt nur die Verwendung digitaler Durchlaufspeicher mit Pre-Triggermöglichkeit (Transientenrecorder).

Alle genannten Probleme sind in den letzten Jahren in deutschen Reaktoren aufgetreten. Die Erfahrungen werden in die zu erstellenden Regelwerke einfließen. Bei verschiedenen Anlagen werden sich daraus Forderungen nach Nachrüstungen ergeben.

Besonderes Interesse sollte der systematischen Erfahrungssammlung betrieblich bedingter Schallereignisse gewidmet werden, um sowohl empfindlichere Nachweisgrenzen als auch eine gezielte Vermeidung unnötiger Fehlalarme zu erreichen. Eine weitere Anregung, die sich aus den bisherigen Betriebserfahrungen ergibt, zielt darauf ab zu überlegen, ob der Empfehlung der RSK nach Ortungsmöglichkeit lockerer Teile nicht dadurch nachgekommen werden sollte, daß für weiterführende Diagnoseuntersuchungen zusätzliche passive Meßkanäle installiert werden (das heißt Kanäle die nur aus Aufnehmer, Verstärker und zum Meßsystem führende Kabel bestehen und wahlweise zugeschaltet werden können). Mit der ausnahmslos geübten Sparsamkeit bezüglich Aufnehmeranzahl gelangt man bei einem aktuellen Fall außergewöhnlicher Geräusche sehr schnell in die Diskrepanz, mit der zur Verfügung stehenden Information Aussagen mit zumindest erheblichen betrieblichen Konsequenzen (Abschaltung, Inspektion) treffen zu müssen, obwohl diese Aussagen letztlich durch die Gebereinsparungen mit mehr oder minder großen Unsicherheiten behaftet sind.

Nutzen der Systeme im Normalbetrieb, bei Störungen und bei Störfällen

Zusammenfassend sollen nachfolgend nochmals die wichtigsten Argumente genannt werden, die die Notwendigkeit des Einsatzes von Schadenfrüherkennungssystemen verdeutlichen.

Als erstes ist festzustellen, daß in der früheren KKW-Leittechnik Systeme, die während des Betriebs Informationen über den mechanischen Integritätszustand von passiven Primärkreis Komponenten zur Verfügung stellen, (von integralen Leckageerkennungssystemen abgesehen) nicht vorhanden waren. Durch die neuen Überwachungssysteme können Schäden zu einem sehr frühen Zeitpunkt und vor Eintreten möglicherweise gravierender Folgeschäden erkannt werden.

Auf diese Weise treten sie in Ergänzung zu den Wiederholungsprüfungen und Inspektionen, die nur bei abgeschaltetem Reaktor und in größeren Zeiträumen durchgeführt werden

Tafel 1: Nutzen der Schadenfrüherkennungssysteme

<p>On-line Überwachung der mechanischen Integrität im Normalbetrieb</p> <p>Begrenzung des Schadens und Vermeidung von Folgeschäden</p> <p>Betriebsbegleitende Maßnahmen bei potentiellen Schädigungen</p> <p>Integritätsnachweis nach außergewöhnlichen Belastungen und Störfällen</p> <ul style="list-style-type: none"> - Erhöhung der Sicherheit - Verkürzung von Ausfallzeiten - Reduzierung der Strahlenbelastungen

können. Längerfristig gesehen, könnten sich daraus auch günstige Auswirkungen auf Wiederholungsprüfungs-Zyklen ergeben.

Durch die Eigenschaft der Systeme, nicht nur vorgegebene Grenzwerte zu überwachen, sondern Signalausgänge bereitzustellen, mit denen jederzeit Detailanalysen durchgeführt werden können, ist die Möglichkeit der on-line-Diagnose gegeben. Diese Systemfähigkeit ist von besonderem Interesse, wenn der Reaktor bzw. das Primärkühlsystem vorübergehend außergewöhnlichen Belastungen unterworfen war. Zum Beispiel waren die Antworten auf Fragen nach dem Vorhandensein loser Teile und nach Veränderungen von Eigenfrequenzen des Systems Druckbehälter/Einbauten von größtem Interesse im unmittelbaren Nachstörfallbetrieb von TMI [1]. Auch nach Erdbeben werden die durch die oben genannten Systeme zur Verfügung gestellten Informationen sehr wichtig sein: zur Systembeurteilung unmittelbar nach der Beanspruchung sowie bei der Wiederinbetriebnahme der Anlage.

Eine fortlaufende Überwachung und Dokumentation des dynamischen Strukturverhaltens der Komponenten im Reaktorprimärsystem wird sich ferner vor allem in späteren Betriebsjahren, zum Beispiel am Ende der vorgesehenen Betriebszeit eines Reaktors oder bei Auftreten von mechanischen Problemen mit Einbauten oder Komponenten bezahlt machen.

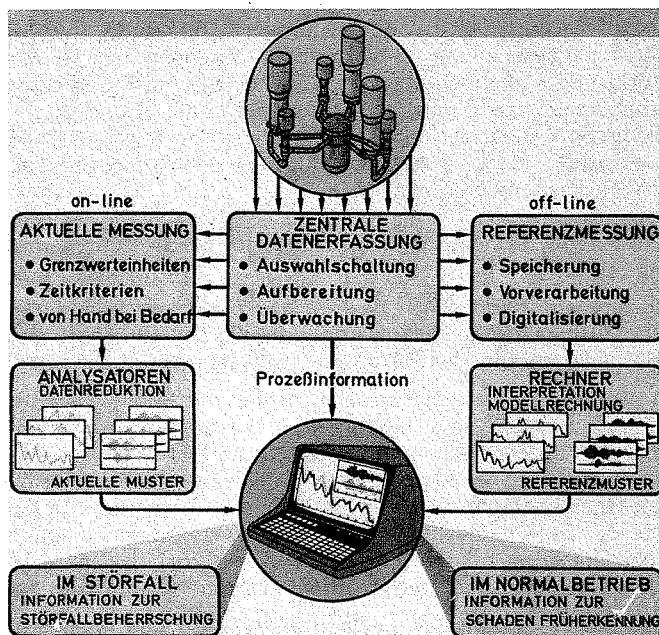


Bild 13: Konzept eines zentralen Diagnosesystems

Schließlich sei auf einen Aspekt hingewiesen, der aufgrund seiner Praxisnähe sicherlich großes Interesse bei Betreibern und den für die Betriebsgenehmigung zuständigen Stellen finden dürfte: Mechanische Schäden an Reaktoreinbauten sind nicht gänzlich auszuschließen. Treten dennoch welche auf, sind aufgrund der hohen Strahlenbelastung Reparaturen meist nur mit Hilfe von fernbedienten Manipulatoren oder nach langen Abklingzeiten möglich. Ferner kann die Situation eintreten, daß erforderliche Neukonstruktionen oder die Manipulatoren nicht in angemessener Zeit zur Verfügung stehen. In allen Fällen dieser Art würde die vollständige Behebung der Beschädigungen eine unter Umständen sehr lange Stillstandszeit der Anlage bedeuten.

Ist nun die Schädigung an dem Bauteil für sich selbst nicht sicherheitsrelevant und würde erst eine starke Weiterentwicklung der Schädigung Probleme schaffen, so kann (unter konkreten Auflagen, wie zum Beispiel reduzierter Leistung) einem Reaktorbetrieb auch mit beschädigtem Bauteil zugestimmt werden, wenn durch betriebsbegleitende Maßnahmen (Messungen) sichergestellt wird, daß alle schädlichen Veränderungen an der Struktur frühzeitig erkannt werden. In solchen Fällen haben sich Schwingungs- und Körperschallüberwachungssysteme bestens bewährt. Die gleiche Problematik stellt sich im übrigen für Genehmigungs- bzw. Aufsichtsbehörden von Reaktoranlagen, wenn an baugleichen anderen Anlagen Einbautenschäden festgestellt werden.

Betrachtet man alle Situationen, in denen die hier vorgestellten Schadenfrüherkennungssysteme wesentliche Vorteile bringen (Tafel 1), so zeigt sich, daß der Nutzen der Systeme letztlich stets liegt in

- Erhöhung der Sicherheit,
- Verkürzung von Ausfallzeiten,
- Reduzierung der Strahlenbelastungen.

Das Zusammentreffen von kommerziellen und öffentlich/sicherheitstechnischen Interessen wird dazu beitragen, daß die noch wünschenswerten Verbesserungen und die generelle Anwendung der Systeme in allen Kernkraftwerken in absehbarer Zeit Wirklichkeit werden.

Künftige Aufgaben

Mit dem Einbau der beschriebenen Meßsysteme in die Kernkraftwerke sind die grundsätzlichen Voraussetzungen geschaffen, die oben genannten Ziele zu erreichen. Darüber hinaus werden nach Abschluß der oben beschriebenen Entwicklungen weitere Schadenfrüherkennungs-/Diagnosesysteme zur Verfügung stehen. Um die Systeme noch wirkungsvoller, im Betrieb leichter handhabbar und in Störfallsituationen ohne Verzug effektiver nutzbar zu machen, sind verschiedene Maßnahmen und Systemverbesserungen anzustreben. Diese beziehen sich im wesentlichen auf die Themenbereiche

- Baselinedaten-Erfassung,
- Automatisierung,
- Zentrales Diagnosesystem,
- Störfalleinsatzplanung.

Unter Baselinedaten sind alle für Diagnoseaufgaben wichtigen Kennfunktionen oder Kennwerte zu verstehen. Zu ihrer Gewinnung gehören

- Referenzmessungen mit Speicherung in der Anlage,
- Analyse der Signale nach vorgegebenen Kriterien,
- anlagenspezifische Interpretation unter Verwendung theoretischer Modelle,
- Dokumentation bzw. Speicherung der Baselinedaten in betrieblich geeigneter Form.

Die Erfahrung zeigt, daß die Baselinedaten stets reaktorspezifisches Verhalten zeigen und aufgrund von Langzeiteffekten

in bestimmten Abständen durch erneute Referenzmessungen anzupassen sind.

Durch vermehrte Automatisierung bei der Datenerfassung und der on-line Datenanalyse sollte den betrieblichen Anforderungen Rechnung getragen werden, das heißt Entlastung des Reaktorpersonals von ungewohnten und zeitraubenden Arbeiten, Skalierung der zu interpretierenden und zu speichernden Baselinedaten, automatische Klassifizierung und ähnliches.

Letztlich führen diese Forderungen auf ein zentrales Diagnosesystem, das alle Signalkanäle zusammenfaßt und mit einem einheitlichen Analyse/Kommunikations-System ausgerüstet ist. Bild 13 zeigt das Konzept eines derartigen Diagnosesystems. In das Kommunikationssystem, das den praktischen Erfordernissen entsprechend für zwei Kommunikationslevel auszulegen ist (Reaktorpersonal und Diagnosespezialist), werden sowohl die von Grenzwerteinheiten oder Zeitkriterien ausgelösten oder bei Bedarf von Hand ermittelten aktuellen Muster als auch die off-line mit Hilfe von Modellrechnungen, Inbetriebnahmemessungen und Erfahrungen interpretierten Referenzmuster (Baselinedaten) eingespeist. Mehr Details über die Vorstellungen zum zentralen Diagnosesystem sind in [9] enthalten.

Nach Aussage der in TMI während des Nachstörfallbetriebes im Einsatz gewesenen amerikanischen Diagnosespezialisten erschwerten neben dem Mangel eines zentralen Meßstellenzugangs insbesondere administrative Schwierigkeiten wie Beibringung von Diagnosespezialisten und Geräten, unklare Zuständigkeiten, mangelnde Organisation oder Fehlen geeigneter Kommunikationsmöglichkeiten zwischen Wartungspersonal, Reaktoringenieuren und Diagnosespezialisten in erheblichem Maße, die ansonsten essentiell erfolgreichen

Diagnosearbeiten [10]. Eine realistische Störfalleinsatzplanung in bezug auf den Einsatz von Diagnostiktechniken muß daher ein weiteres wichtiges Ziel künftiger Arbeiten bilden.

Schrifttum

- [1] Mayo, C. W.: Post Accident Reactor Diagnostics at TMI-2. Technical Paper, Babcock + Wilcox Comp. Lynchburg, 1979
- [2] Robinson, J. C.; D. N. Fry: Diagnostics at Three Mile Island Using Noise Analysis Proceedings of ANS/ENS Topical Meeting on Thermal Reactor Safety, Knoxville Tennessee, April 7-11, 1980
- [3] Zigler, G. L.: Postaccident Reactor Assessment by Dynamic Measurements. Proceedings of ANS/ENS Topical Meeting on Thermal Reactor Safety, Knoxville Tennessee, April 7-11, 1980
- [4] Lessons Learned from TMI in Reactor Instrumentation and Diagnostics. Paper 1 to 8, pp. 792-797 ANS Transactions, ANS Annual Meeting 1980 Las Vegas, June 9-12.
- [5] Geräuschmessungen in Kernreaktoren im Frequenzbereich ca. 1 kHz - ca. 1 MHz. Gemeinsamer Abschlußbericht der Förderungsvorhaben BMFT RS 289-292, (AZT, Battelle, GRS, KWU) Dez. 1979
- [6] Wach, D.; R. Sunder: Improved PWR-neutron noise interpretation bases on detailed vibration analysis, Reactor Noise - SMORN II. Progress in Nuclear Energy VOL 1, Nrs 2-4, pp 309-322, 1977
- [7] Dio, W. H.; H. Stoelben; W. Bastl; D. Wach; R. Raible: On-line Surveillance of LWR Primary Systems, State of the Art and Development Trends to Vibration, Loose Parts and Leakage Monitoring Systems in the Federal Republic of Germany. Reactor Noise - SMORN II. Progress in Nuclear Energy VOL 1, Nrs. 2-4, pp 747-758, 1977
- [8] Bastl, W.; R. Sunder; D. Wach: On-line Vibration Monitoring of PWR-Internals Proceedings of ANS/ENS Topical Meeting on Thermal Reactor Safety, Knoxville Tennessee, April 7-11, 1980
- [9] Wach, D.: Noise Diagnostic Techniques as a Tool for Post-Accident System Assessment. IAEA-Int. Conf. on Current Nuclear Safety Issues, Stockholm, 20-24 Oct., 1980
- [10] Mayo, C. W.; G. L. Zigler: The Role of Diagnostic in TMI-2 Post-Accident Operations, Recommendations for Emergency

Diskussion

D. Barschdorff (Universität Paderborn):

Ist es wie bei ähnlichen Untersuchungen zur akustischen Überwachung von Turbinen erforderlich, Betriebs- und Prozeßparameter mit zu erfassen oder genügt die Auswertung und „Betrachtung“ von Leistungsdichtespektren?

Sind Untersuchungen im Gang zu einer automatisierten Auswertung der Meßwerte der Diagnosesysteme?

D. Wach (GRS):

Ich bin Ihnen für diese Frage sehr dankbar. Aufgrund der Kürze der zur Verfügung stehenden Zeit konnte ich im Vortrag nicht vertieft auf diese Aspekte eingehen, sondern habe sie im Zusammenhang mit dem letzten Bild nur grob skizziert. Die Antwort auf Ihre letzte Frage gleich zuerst.

Es werden Forschungs- und Entwicklungsarbeiten durchgeführt mit dem Ziel, mehr Automatisierung bei den Schadenfrüherkennungsverfahren, das heißt bei ihrem on-line Einsatz, zu erreichen. Es ist klar, daß das Reaktorpersonal von aufwendigen Analysen befreit sein und die Überwachung weitestgehend automatisch erfolgen muß. Nach unseren Vorstellungen sollte ein zentrales Diagnosesystem eingesetzt werden, das die Überwachung automatisch durchführt und für die Diagnose zwei Kommunikationsebenen vorsieht: ein Level für die Erstinformation, die der Reaktoroperator jederzeit abrufen kann und eine zweite Kommunikationsebene für den Diagnosespezialisten, falls weiterführende Analysen erforderlich werden.

Für die Überwachung der Kennfunktionen sind statistische Verfahren der Mustererkennung erforderlich. Derartige Arbeiten laufen gegenwärtig in Deutschland, ebenso wie zum Beispiel in USA, Japan oder Frankreich. In USA wird zur Zeit ein auf der Basis von Mustererkennungsverfahren arbei-

tendes Diagnosesystem von den Oah Ridge National Labs. in der Sequoyah DWR-Anlage in Tennessee praktisch erprobt.

Auf Ihre erste Frage möchte ich antworten: Selbstverständlich werden bei der Bewertung von Kennwerten und Kennfunktionen Betriebs- und Prozeßparameter mit herangezogen. Dies ist im vorgeschlagenen Diagnosesystem auch berücksichtigt (Bild 13). Die jeweils erlernten Muster werden vom Diagnoserechner den Betriebszuständen zugeordnet.

Sicherlich genügt es nicht, lediglich Leistungsdichtespektren zu betrachten. Besondere Bedeutung kommt den Wechselbeziehungen der verschiedenen Informationen zu, so daß Kohärenzfunktionen, Phasen oder Kreuzkorrelationsfunktionen ermittelt und für die Diagnose verwendet werden müssen. Lassen Sie mich bitte noch hinzufügen: Die Überwachungsverfahren auf der Basis stochastischer Informationen wie Schall, Schwingungen oder Prozeßrauschen sind sicherlich generell anwendbar. Unsere Arbeiten bezogen sich zunächst auf den unmittelbar sicherheitsrelevanten Bereich, den Reaktorprimärkreis. Ich bin überzeugt, daß die Verfahren auch im konventionellen Bereich, wie zum Beispiel bei der von Ihnen angesprochenen Turbine erfolgreich zur Schadenfrüherkennung eingesetzt werden können.

Ewalds (INTERATOM, Bergisch-Gladbach):

Wie groß ist bei der Körperschallanalyse in der Praxis der Anteil von festgestellten Ereignissen, denen Schäden zugerechnet werden konnten?

D. Wach (GRS):

Ich habe erwähnt, daß es beim Körperschallmeßverfahren unter anderem wesentlich darauf ankommt, auf welchen empirischen Erfahrungen derjenige aufbauen kann, der vor Ort plötzlich auftretende Schallereignisse zu interpretieren

hat. Es gibt sicherlich eine Reihe von Fällen, bei denen die Interpretation sehr einfach ist (zum Beispiel lose Teile in der Dampferzeugereintrittskammer) und andere, bei denen neu auftretende Muster mit Hilfe von Testschlaguntersuchungen und „Extrapolation“ bekannter Muster interpretiert werden müssen. Sieht man von bekannten Betriebsgeräuschen und von Fehlalarm aufgrund elektrischer Einstreuungen ab, die im übrigen inzwischen mit Hilfe neuer Systeme ausgeblendet werden können, so läßt sich über praktisch alle bisher festgestellten, metallischen Anschlägen zuordenbaren Schallereignisse aussagen, daß sie mit Schäden oder schädigenden Vorgängen im Zusammenhang standen. Im Gegenteil, post-mortem-Analysen bei aufgetretenen Schäden haben gezeigt, daß niederenergetischen Schallereignissen mehr Aufmerksamkeit hätte gewidmet werden müssen.

Ihre Frage bringt mich somit auf einen Aspekt, den ich nicht angesprochen hatte, den man aber ruhig diskutieren sollte.

Die installierten Körperschallüberwachungssysteme stellen hinsichtlich Aufnehmeranzahl in fast allen Fällen Minimal-systeme dar. Bei Auftreten von unbekanntem Schallereignissen kommt man somit sehr schnell in die Diskrepanz, Aussagen von unter Umständen erheblicher Konsequenz auf der Basis von Minimalinformationen treffen zu müssen, während die Aussagen selbst letztlich aufgrund von Einsparungsmaßnahmen Unschärfen aufweisen.

Denn: Je mehr Aufnehmer verteilt angebracht werden, das heißt je näher Aufnehmer dem Entstehungsort des Schallereignisses sind, um so konkreter und schärfer können die Aussagen formuliert werden. Die zusätzlichen Signalkanäle können nach unseren Vorstellungen durchaus „passiv“ sein, das heißt, sie werden nicht für Überwachungszwecke herangezogen, stehen aber bei festgestellten Schallereignissen für die Interpretation und Diagnose – wahlweise zuschaltbar – zur Verfügung.

Zusammenfassung der Ergebnisse

Von R. Antoni¹⁾

Es wäre vermessen, zum Schluß durch Zusammenfassung der Einzelbeiträge glauben zu wollen, hier noch einen substantiellen Beitrag zu den Fachpunkten hinzufügen zu können. Deshalb beschränkt sich diese Zusammenfassung auf zwei Aspekte, die nicht sehr konkret die einzelnen Themen ansprechen.

Erstens das Thema „Sicherer Betrieb von Kernkraftwerken“ des diesjährigen Fachgespräches sollte und wurde nicht als Darstellung für die integral guten Betriebserfahrungen deutscher Kernkraftwerke verstanden. Das Thema „Sicherer Betrieb“ sollte als ständiger Ansporn und Zielvorgabe an alle Gruppen gesehen werden, die mit der Aufgabelösung Energiebereitstellung durch die Kerntechnik betraut und betroffen sind:

- An den Konstrukteur und Hersteller von Kernkraftwerken, daß nicht allein gute Sicherheitskonzepte – und wie schnell können solche auch umgeworfen werden – und Regeln der Technik sichere Anlagen garantieren, sondern auch der Erfahrungsrückfluß aus den Anlagen für das neue und verbesserte Design.
- An die Betriebsmannschaft der Kernkraftwerke und deren Betreiberorganisationen, daß neben dem Bemühen eines guten Anlagenbetriebes die Zeit genutzt wird, ungünstige Betriebserfahrungen – und es gibt in großtechnischen Anlagen nahezu täglich Überraschungen, die sich dann durch Instandsetzungsaufträge auch dokumentieren – im Blick auf eine systematische und übergreifende Verbesserung ausgewertet und in einem Forum weitergegeben werden, damit sie auch allen anderen Anlagen zugute kommen können.
- An die Gutachter und Gutachterorganisationen, daß sie eine Anlage im Hinblick auf einen sicheren Betrieb nicht allein bewerten können durch umfangreiche Detailanalysen, sondern auch und ergänzend, indem sie Betriebserfahrungen auswerten, um diese, man könnte sagen neuen Erfahrungen, als Bewertungsgrundlage heranziehen zu können.

– An die Genehmigungsbehörden, daß die Wahrnehmung der Aufsicht nur ein stützender Weg ist, aber im betrieblichen Sinne noch nicht den sicheren Betrieb ausmacht. Hilfreich kann hier sein, daß sie Vorhaben unterstützen und mitwirken bei der integralen Auswertung von Betriebserfahrungen.

– An die Medien und die Öffentlichkeit, daß nicht jedes aufgetretene Störereignis als ein Infragestellen der Kerntechnik gewertet wird, sondern daß das offene Nachgehen und Auswerten solcher Ereignisse der beste Weg ist, zu noch besseren und sichereren Kernkraftwerken.

Als zweiter Punkt soll zugefügt werden: Es ist erfreulich, daß dieses Fachgespräch aufzeigen konnte, wie sehr sich die verschiedenen Stellen schon seit Jahren mit konkreten Aufgaben zur Verbesserung des Betriebes, zur Erhöhung der Betriebssicherheit, zur Schadensvorbeugung und Störfallminimierung beschäftigen. Für den mit der Materie Vertrauten ist selbstverständlich, daß bei der Durchführung solcher Aktivitäten oft auch Zielkonflikte auftreten können. Er wird beispielsweise abwägen müssen, wie noch weitere qualitätssichernde Maßnahmen nicht zu einer unzulässigen Strahlenbelastung der Mitarbeiter in der Anlage führen, oder wie die als notwendig erachtete Nachrüstung der Anlage nicht andererseits bewährte Betriebssicherheit in Frage stellt, oder auch wenn allgemein gewolltes Mehr an Sicherheit eventuell auch in das Gegenteil umschlagen kann, wenn die neuen Überlegungen nicht ausreichend überdacht sind.

Die Einzelbeiträge und die Diskussion haben hier aufgezeigt, welche Anstrengungen notwendig sind und welche Aspekte abzuwägen sind, um die Sicherheit des Betriebes der Anlage zu erreichen, zu erhalten und auch zu verbessern. Es wurde über Untersuchungsergebnisse berichtet, es wurden neue Entwicklungen dargestellt und Anregungen zu neuen Vorhaben gegeben. Wenn für die Teilnehmer des Fachgespräches, die zum Teil die Verantwortlichen für den sicheren Betrieb von Kernkraftwerken sind, einige neue Anregungen und Ideen hier vermittelt werden konnten oder für den Leser das Verständnis für die Bemühungen um den sicheren Betrieb geweckt werden konnte, wurde das technische Anliegen des Fachgespräches erreicht und hierdurch beigetragen, daß ein übergreifendes Konzept zur Betriebssicherheit und zum sicheren Betrieb gefunden wird.

1) Dipl.-Ing. Robert Antoni, Gesellschaft für Reaktorsicherheit (GRS) mbH

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

Schwertnergasse 1
50667 Köln
Telefon (02 21) 20 68-0
Telefax (02 21) 20 68-888

Forschungsgelände
85748 Garching b. München
Telefon (0 89) 3 20 04-0
Telefax (0 89) 3 20 04-599

Kurfürstendamm 200
10719 Berlin
Telefon (0 30) 8 85 89-0
Telefax (0 30) 8 85 89-111

Theodor-Heuss-Straße 4
38122 Braunschweig
Telefon (0531) 80 12-0
Telefax (0531) 80 12-200