Gesellschaft für
Reaktorsicherheit (GRS) mbH

Ergebnisse neuerer Sicherheitsanalysen

10. GRS-Fachgespräch
Köln,
12.—13. November 1986

GRS 64

Gesellschaft für
Reaktorsicherheit (GRS) mbH

Ergebnisse neuerer Sicherheitsanalysen

10. GRS-Fachgespräch
Köln,
12.—13. November 1986

GRS 64 (März 1987)
ISBN 3 - 923875 - 14 - 2

Herausgeber: Gesellschaft für Reaktorsicherheit (GRS) mbH, Köln

Diese Beiträge wurden gleichzeitig in der Zeitschrift „Technische Mitteilungen" Heft 2 · 1987 im Vulkan-Verlag Dr. W. Classen Nachf. GmbH & Co. KG, Postfach 10 39 62, 4300 Essen 1, veröffentlicht.

Inhaltsverzeichnis

Seite

Begrüßung und Eröffnung (A. Birkhofer) 1

Begrüßungsansprache (H. Riesenhuber) 4

Das Problem der kleinen Strahlendosen – Eine Herausforderung für die Beurteilung von Schadensfolgen (L.E. Feinendegen) 10

Einführung (A. Birkhofer) 27

Stand der Analysen des Tschernobyl-Unfalls (K. Kotthoff und U. Erven) 29

Diskussion zum Vortrag K. Kotthoff und U. Erven 41

Risikountersuchungen zu Unfällen in Kernkraftwerken (F.W. Heuser) 44

Diskussion zum Vortrag F.W. Heuser 57

Neue Ergebnisse zur Spaltproduktfreisetzung aus dem Kern und Reaktorgebäude bei Unfällen (H.-G. Friederichs und E. Schrödl) 59

Diskussion zum Vortrag H.-G. Friederichs und E. Schrödl 68

Fortschrittliche Ausbreitungsmodelle für Störfall-/Unfallanalysen (K. Maßmeyer, R. Martens und W. Pfeffer) 72

Diskussion zum Vortrag K. Maßmeyer, R. Martens und W. Pfeffer 86

Zuverlässigkeitsuntersuchungen für Sicherheitssysteme und ihr Vergleich mit Auswertungen von Betriebserfahrungen (H. Hörtner) 88

Diskussion zum Vortrag H. Hörtner 108

Beurteilung der Brandgefahr in kerntechnischen Anlagen (H. Liemersdorf) 111

Diskussion zum Vortrag H. Liemersdorf 126

Teilnehmerverzeichnis 129

Ergebnisse neuerer Sicherheitsanalysen

10. GRS-Fachgespräch vom 12. und 13. November 1986 in Köln

Begrüßung und Eröffnung

Von A. Birkhofer[1])

Das Fachgespräch wird sich mit den „Ergebnissen neuerer Sicherheitsanalysen" befassen. Als wir dieses Thema vor mehr als zehn Monaten festlegten, war nicht abzusehen, daß die Fragen der Reaktorsicherheit neue und besondere Aktualität erhalten werden. Zumindest die Leichtwasserreaktoren wurden mehr und mehr als normale industrielle Anlagen betrachtet. Obwohl unsere Kernkraftwerke nach wie vor hohe betriebliche Zuverlässigkeit und eine hervorragende Sicherheitsbilanz aufweisen, wurde die Kernenergie durch den Unfall von Tschernobyl ein gutes Stück vom „Weg in die Normalität" abgebracht.

Die Befürchtung „An accident anywhere is an accident everywhere" hat sich bestätigt, weniger durch die realen Auswirkungen des Unfalls außerhalb der Sowjetunion, sondern vor allem durch die tiefgehende Betroffenheit vieler Menschen und die politisch-gesellschaftlichen Folgen.

Ich kann mich noch sehr gut an die Pressekonferenz im Sommer 1979 in Bonn mit dem damaligen Forschungsminister, Herrn Hauff, erinnern, auf der die Ergebnisse der Phase A der Deutschen Risikostudie der Öffentlichkeit vorgestellt wurden.

Der Forschungsminister wies damals besonders darauf hin, daß sich bei einem schweren Unfall in einem deutschen Kernkraftwerk etwa die Hälfte der freiwerdenden radioaktiven Stoffe außerhalb der Bundesrepublik niederschlagen würde, und daß wir umgekehrt in Deutschland von einem schweren Unfall im Ausland ebenso betroffen wären.

Es ist somit nicht überraschend, daß radioaktive Stoffe aus dem Tschernobyl-Reaktor in ganz Europa und selbst in anderen Kontinenten festgestellt werden konnten, insbesondere wenn man auch noch berücksichtigt, daß radioaktive Strahlung meßtechnisch besonders gut erfaßbar ist.

Die GRS hat sich unmittelbar nach Bekanntwerden des Unfalls darum bemüht, Einzelheiten über die Eigenschaften des Reaktors und über Ursachen und Ablauf des Unfalls in Erfahrung zu bringen. Dies geschah auch im Auftrag zunächst des Innenministers und anschließend des Umweltministers.

Es hat sich sehr schnell herausgestellt, daß dieser Reaktortyp wesentliche Sicherheitsmängel aufweist. Aufgrund seiner physikalischen Auslegung verhält sich der Reaktor instabil, und ein zuverlässiger Betrieb erfordert eine sehr aufwendige Regelung.

---

[1]) Professor Dr. Dr.-Ing. E.h. Adolf Birkhofer, Geschäftsführer der Gesellschaft für Reaktorsicherheit (GRS) mbH.

Die groben Fehler des Betriebspersonals bis hin zur bewußten Verletzung von Vorschriften, die später dann als Unfallursache genannt wurden, können kaum durch unzureichende Ausbildung oder mangelhafte Informationen erklärt werden.

Es spricht viel für die Annahme, daß die Operateure unter enormem Erfolgsdruck standen und deshalb jegliches Sicherheitsdenken beiseite schoben und sich völlig einseitig auf die Durchführung des geplanten Experiments konzentrierten.

Ganz offensichtlich ist inzwischen, daß die Fehler des Betriebspersonals nur in Verbindung mit einer sicherheitstechnisch bedenklichen Auslegung und einer unzureichenden Anlagentechnik zum Versagen aller Aktivitätsbarrieren und damit zu den katastrophalen Folgen führen konnten.

Man hört immer wieder die Ansicht, die zivile Nutzung der Kernenergie erfordere eine „Nullfehler-Technologie". Tatsächlich stellt dies das Idealziel dar. Da wir uns aber immer bewußt waren, daß dieses Ziel nicht erreichbar ist, wurde eine „fehlertolerante Technik" entwickelt, eine Technik also, die auch Bedienungsfehler abfängt. Nach meiner Auffassung ist es der tieferliegende Grund für den Unfall in Tschernobyl, daß dort eine Technik realisiert wurde, die sich zu sehr auf den Menschen verläßt und zudem auf menschliche Fehler intolerant reagiert.

Ich freue mich besonders und betrachte es als Auszeichnung für die GRS, daß sich Herr Bundesminister Riesenhuber trotz seines übervollen Terminkalenders bereitgefunden hat, unser Fachgespräch mit einer Begrüßungsansprache einzuleiten.

Ich möchte Ihnen, Herr Bundesminister, bei dieser Gelegenheit ganz besonders dafür danken, daß Sie sich stets einer angemessenen Förderung der Reaktorsicherheitsforschung angenommen haben.

Ihr Haus finanziert den ganz überwiegenden Anteil aller Forschungsvorhaben, die wir in der GRS bearbeiten.

Auch ein ganz erheblicher Teil der Arbeiten, über die wir im folgenden berichten, wird im Auftrag des Forschungsministeriums durchgeführt.

Ich brauche hier nicht neuerlich zu betonen, daß eine Weiterführung der Reaktorsicherheitsforschung trotz eines hohen Sicherheitsstandards unserer Anlagen unverzichtbar ist.

So war es nur aufgrund des in Jahren aufgebauten Wissens möglich, rasche Antworten auf die Frage nach der Bedeutung des Tschernobyl-Unfalls für unsere Anlagen zu finden, obwohl die Informationen aus der Sowjetunion zunächst sehr lückenhaft waren. Die enge Zusammenarbeit mit den Ländern, die ebenfalls über breitangelegte Forschungs- und Untersuchungsprogramme zur Reaktorsicherheit verfügen, war dabei von besonderem Nutzen.

Verständlicherweise wird unter dem Eindruck und nach den Erfahrungen von Tschernobyl erneut diskutiert, ob und unter welchen Voraussetzungen die friedliche Nutzung der Kernenergie verantwortbar ist. Diese Frage kann aber nicht angemessen beantwortet werden, ohne sich auch darüber Gedanken zu machen, ob ein Verzicht auf die Kernenergie-Nutzung verantwortbar ist.

Die Ambivalenz der Technik bewegt die Menschen schon lange. Ich erinnere mich an meine eigene Studienzeit und an Romano Guardini, den damals viele von uns gehört haben. Guardini – er war Inhaber des Lehrstuhls für christliche Weltanschauung und Religionsphilosophie der Universität München – hielt bei der Jahrestagung der Technischen Hochschule München im Jahr 1959 einen Vortrag über das Thema: „Die Maschine und der Mensch". Ich möchte die einleitenden Worte dieses Vortrags zitieren, da sie mir gerade in der heutigen Situation besonders beherzigenswert erscheinen:

„Dieser Vortrag", so Guardini, „soll von der Weise handeln, wie der Mensch im Fortgang seiner kulturellen Entwicklung die Dinge und Energien der Natur in seinen Dienst nimmt ...

Was ich Ihnen vortragen will, wird . . . den Charakter eines existentiellen Problems und damit notwendig auch den einer Sorge tragen. So wird das negative Moment im Phänomen der Maschine, die Möglichkeit von Gefährdung und Zerstörung durch sie besonders zu bedenken sein. Ich bitte Sie aber, darin nichts von jenem Pessimismus sehen zu wollen, wie er in der Kulturpolitik oft fühlbar wird, und ebensowenig das Ressentiment einer zu Ende gehenden Epoche gegenüber dem Neuen, das sie verdrängt. Es ist eine positive Sorge, die zu Worte kommen soll; die nämlich, ob der über die ganze Erde gehende Vorgang der Technisierung auch wirklich jenes Große leisten werde, das er leisten kann und soll.

Diese Sorge wird sicher auch von Ihnen empfunden. Gewiß gehört ein gesunder Optimismus zu allem kraftvollen Tun; zu ihm gehört aber auch das Bewußtsein der Verantwortung für eben dieses Tun. So muß es auch für Sie bedeutungsvoll sein, das Phänomen der Maschine nicht nur auf ihre fördernde, sondern auch auf ihre gefährdende Wirkung hin ins Auge zu fassen."

Ich bin überzeugt, daß wir im Sinne Guardinis handeln, wenn wir – wie bei diesem Fachgespräch, aber auch durch die gesamte Tätigkeit der GRS – die „gefährdende Wirkung" der Kerntechnik ins Auge fassen, dabei aber die „fördernde Wirkung" dieser Technik nicht aus den Augen verlieren.

Mit diesem Appell für eine ausgewogene und faire Beurteilung der Kerntechnik – aber auch der Technik insgesamt – möchte ich das Fachgespräch eröffnen. Ich darf Sie, Herr Bundesminister, bitten, das Wort zu ergreifen.

Begrüßungsansprache

Von Bundesforschungsminister Dr. Heinz Riesenhuber

Ich bedanke mich für die Einladung, einige einleitende Worte zum 10. Fachgespräch der Gesellschaft für Reaktorsicherheit vorzutragen. Ich möchte Ihnen aber vor allem danken für die Arbeit, die Sie in den vergangenen Jahren und insbesondere in den schwierigen letzten Monaten geleistet haben. Tschernobyl war für viele Leute ein Ereignis, das ihre Einstellung zur Welt verändert hat. Und es ist keine sehr leichte Aufgabe, eine solche Situation mit dem Maß an Rationalität aufzufangen, das zu ihrem Verständnis und zu ihrer Beherrschung notwendig ist. Ebenso ist es keine leichte Aufgabe, in einer solchen Situation sein Tun nur an der Sache zu orientieren und die Entscheidungen öffentlich zu vertreten, die man aus bestem verfügbaren Wissen und der Kompetenz, die man sich über die Jahre erarbeitet hat, einmal getroffen hat.

Wenn es jetzt schrittweise gelingt, in der Diskussion die Rationalität zurückzugewinnen, dann ist dies sicher auch ein Verdienst Ihrer jahrelangen, sorgsamen Arbeit an der Sache und des beharrlichen Einbringens der Ergebnisse nicht nur in die fachliche, sondern auch in die öffentliche Diskussion.

Ich weiß durchaus, daß Ihre Arbeit fachlich schwierig ist, daß sie ein hohes Maß an Verantwortungsbewußtsein voraussetzt und daß sie schließlich – vielleicht sogar bis in den persönlichen Bereich hinein – angefeindet wird. Genau dies aber – so glaube ich – macht den eigentlichen Wert einer Aufgabe aus. Es bringt uns nicht weiter, wenn wir uns nur in unproblematischen Situationen einrichten. Es kommt vielmehr darauf an, daß wir uns auch über ruhigere Zeiten hinaus darauf vorbereiten, daß die Auseinandersetzungen gelegentlich einmal hart sein können und daß wir diese dann durchstehen müssen.

Nun hat die Diskussion zur Kerntechnik in der Bundesrepublik Deutschland – anders als in vielen anderen Ländern – eine ganz eigene Entwicklung genommen. Bis zum Beginn der 70er Jahre war diese Diskussion von uneingeschränktem Optimismus geprägt. Es herrschte die Zuversicht vor, die Kerntechnik könne große Probleme der Menschheit lösen.

Der Optimismus, mit dem die ersten Leistungsreaktoren hier in der Bundesrepublik entworfen worden sind, war von der Zuversicht getragen, mit dieser Technik eine nahezu unerschöpfliche Deckung von Energiebedarf zu günstigen Preisen zu erreichen.

Es gab dann allerdings eine zweite Phase, in der eine Diskussion, die vielleicht nicht rechtzeitig genug, breit genug, offen genug geführt worden war, sich Bahn gebrochen hat. Wenn eine Diskussion zu lange im Untergrund bleibt, dann ist der Durchbruch in die Öffentlichkeit selten rational. Es entstand dann also eine Debatte, die von sehr starken Emotionen, von Ängsten und Sorgen getragen war und bei der ein großer Teil der Menschen die Kerntechnik grundsätzlich ablehnte. Dies führte zu einer allgemeinen Polarisierung in der Landschaft.

Mir scheint es in den 80er Jahren jetzt die wesentliche Aufgabe zu sein, daß wir – wissend um die Schwierigkeit der Debatte und um die Verhärtung der Fronten – von unten her die Diskussion in der Sache führen, sie so aufarbeiten, daß das Vertrauen der Menschen schrittweise zurückgewonnen werden kann.

Eine solche Aufgabe hat zwei Ebenen und übrigens auch unterschiedliche Verantwortlichkeiten. Es ist sicher nicht eine Aufgabe der Wissenschaft allein; es ist vielmehr auch eine Aufgabe der Wirtschaft und Politik.

Auch auf der Ebene der Wissenschaft handelt es sich hier um eine Diskussion, die das Gespräch mit den Menschen bedeutet, wobei aber nicht – wie manchmal am Ende der

70er oder Anfang der 80er Jahre geglaubt worden ist – durch wohlgeplante Akzeptanzstudien und Sozialisationsüberlegungen die Möglichkeit zum Vertrauen eröffnet werden kann. Dies muß vielmehr vor allem aus der Klärung in der Sache erfolgen. Hier hat die deutsche Risikostudie einen vorzüglichen Beitrag geleistet. Sie hat auch die Diskussionen in beiden Kernenergie-Enquete-Kommissionen des Deutschen Bundestages geprägt, die einigen hier im Saal sehr wohl bekannt sind. Sie hat ebenfalls dazu beigetragen, daß am Ende dieser Diskussionen der Kernenergie-Enquete-Kommissionen – und das ist heute manchmal in Vergessenheit geraten – ein positives Votum zur Kerntechnik, zur Brütertechnik stand; ein Votum, das mit einer Zwei-Drittel-Mehrheit der Kommission getragen worden war. Dieses Votum stand auf der Basis einer Mehrheit von Sachverständigen und von Abgeordneten der Parteien, die damals in der Kernenergie-Enquete-Kommission vertreten waren, einschließlich der derzeitigen Opposition. Wir haben damit eine sehr gute Grundlage geschaffen, aber sie ist natürlich noch nicht die Antwort selbst.

Ich möchte noch einmal betonen, daß die Wissenschaft dieses Problem nicht allein aufarbeiten kann. Die Rollen – ich sagte es – sind unterschiedlich. Die Wissenschaft muß die Grundlage in der Sache schaffen. Der Beitrag der Politik besteht darin, Vertrauen zu schaffen, das nur dann entsteht, wenn alle die, die politische Verantwortung tragen, sie inhaltlich erkennbar erfüllen. Dies bedeutet zum einen, daß sie sich ein Bild von der Sache verschaffen. Dies muß nach besten Kräften geschehen, wie es jemandem, der nicht Fachwissenschaftlicher ist, überhaupt möglich ist. Darüber hinaus müssen sie sich auf dieser Grundlage eine verläßliche Meinung bilden. Schließlich müssen sie auf der Grundlage dieser Meinung Entscheidungen treffen und zuletzt müssen sie auch für diese Entscheidungen einstehen.

Vertrauen entsteht sicher nicht dann, wenn nicht erkennbar ist, auf welchem Standpunkt die jeweils verantwortliche politische Führung steht und ob sie im Stande ist, diesen Standpunkt mit Beharrlichkeit durchzuhalten. Nur dann, wenn beides zusammenkommt – die wirklich verantwortliche Lösung des Problems in der Sache und die überzeugende Vertretung in der Öffentlichkeit –, kann Vertrauen überhaupt entstehen. Es gibt auch ein blindes Vertrauen, das gefährlich ist. Der typische Umgang mit einer komplexen Technik, die tendenziell gefährlich ist, kann nicht der technokratische Hurra-Patriotismus sein, sondern das behutsame und sorgsame Abwägen in jedem einzelnen Schritt des Handelns. Nur dann haben wir in der Sache Erfolg und auch im Gespräch mit den Menschen, die mit etwas zu leben haben, was ihnen fremd ist.

Die aktuellen Maßnahmen, die wir nach Tschernobyl ergriffen haben, sind jedem bekannt. Wir gehen aus – ohne eine Spur von Arroganz – von einem sehr hohen Standard der deutschen Reaktorsicherheitstechnik. Wir zeigen ferner die Bereitschaft, das, was wir wissen, in ein internationales Gespräch über eine ständig weitere Verbesserung der Reaktorsicherheit aller reaktorbetreibenden Staaten einzubringen. Aber wir sind selbstverständlich genauso offen, von jedem, der sinnvolle und begründete neue Vorschläge ins Gespräch einbringen kann, zu lernen.

Auch dies ist sowohl in der Sache als auch in der Vorgehensweise richtig. Es ist überraschend oft der Fall, daß das, was sachlich richtig ist, auch das taktisch Richtige ist und sogar das moralisch Richtige sein kann.

Was bei einer solchen offenen Haltung entsteht, ist nicht nur die Möglichkeit, daß wir gegebenenfalls – trotz eines wirklich international ausgezeichneten Standards als Ergebnis unserer systematischen Arbeit – dazulernen. Auf der anderen Seite gewinnen wir auch nur aus einer solchen Haltung die Chance, daß der andere sich nicht als oberlehrerhaft bevormundet empfindet, sondern als Partner gerne das aufnimmt, was wir uns erarbeitet haben und dies in seine eigene Strategie einbezieht.

Was die Wiener Konferenz in diesem Zusammenhang diskutiert hat, setzt einen Rahmen, bildet aber keinen Abschluß. Einiges ist erreicht und gut erreicht: Die Bereitschaft, bei einem schlimmen Störfall Hilfe zu gewähren, aber vielleicht mehr noch die Bereitschaft,

Hilfe anzunehmen. Ebenso wichtig ist die Bereitschaft zur Information und der Wille, gemeinsam auf anspruchsvolle, auf höchste Reaktorsicherheitsstandards hinzuarbeiten. Dabei sind wir uns durchaus bewußt, daß wir in einem langwierigen Prozeß stehen. Mir scheint die wesentliche Aufgabe darin zu bestehen, daß wir in der Gemeinschaft der Völker, die Reaktoren betreiben, Kerntechnik mit Blick auf das Höchstmaß an Sicherheit entwickeln.

Herr Birkhofer hat darauf hingewiesen, in welchem Maß die Folgen möglicher schlimmer Störfälle grenzüberschreitend wirken können. Daraus ergibt sich eine Konsequenz. Sie kann nur bedeuten, daß Reaktorsicherheitstechnik nicht mehr die Angelegenheit einer Nation allein sein kann, sondern daß wir auf eine technologische Kultur hinarbeiten müssen, die grenzüberschreitend zusammenwächst. Nur dann nämlich werden die Techniken, die wir entwickeln, in einer verletzlichen Welt umfassend verantwortbar bleiben.

Dies ist offenkundig eine Situation, in der wir uns in diesen Jahren bei sehr vielen Techniken befinden. Mit einer Welle neuer Techniken ist eine erkennbare, qualitativ neue Irreversibilität in die Welt gekommen. Dies gilt etwa auch für die Gentechnik, für die Freisetzung modifizierter Organismen. Es kann für die Möglichkeit des Umgangs mit menschlichem Erbgut gelten. Es kann durchaus auch für gravierende Veränderungen der Gesellschaft aus dem Einsatz neuer Techniken – etwa der elektronischen Medien oder auch der Arbeitsorganisationen – gelten.

Es ist eine sehr grundsätzliche Frage, daß wir – jeder aus seinem Sachverstand, aber über die Grenzen seines Faches hinaus – mitbedenken, was sich entwickeln kann. Hier kommt es darauf an, daß jeder im Gespräch mit Kollegen, aber dann auch in einem breiteren Gespräch über das eigentliche Fach hinaus, mitbedenkt, was an neuen Entwicklungen gefährlich sein könnte und wie wir es gestalten können. Dies ist bei der Reaktorsicherheitstechnik mit einer geradezu exemplarischen Sorgfalt in den letzten Jahren durchgeführt worden. Sie war eigentlich die erste Großtechnik, die nicht in einer langen Entwicklung aus „trial and error", ihre entsprechenden Sicherheitsniveaus entwickelt hat. Die Chemietechnik hat sich entwickelt, indem sie schrittweise Neues aufgenommen hat und dabei die Erfahrungen der jeweils vorherigen Stufen über eine Vielfalt von einzelnen Fällen mitverarbeitet hat. Dabei zählte zur Erfahrung natürlich auch der Unfall, den es zu minimieren galt und aus dem man Konsequenzen zu ziehen hatte.

Bei der Kerntechnik war dies in grundsätzlicher Weise anders. Bei dieser Technik war der Weg von „trial and error" von vornherein verboten. In der Systematik der Fehlerbaumanalysen mit einem Durchdenken von Alternativen bis hin in die letzten Verzweigungen einer Technik wurden die grundsätzlichen Fragestellungen deutlich. Mir scheint, daß in der weiteren Entwicklung der Technik zunehmend Fragen an Gewicht gewinnen, die von Anfang an miteinbezogen waren, die sich aber vielleicht heute in einer neuen Qualität stellen lassen. Ich denke dabei etwa an die Frage der Schnittstelle zwischen Mensch und Maschine, die sich heute in einer Phase neu stellt, in der die Informationstechniken sich mit einem geradezu rapiden Tempo entwickeln; ich denke ferner an die Frage, inwieweit ein neues Niveau des Verständnisses, aber auch der Beherrschung von Technik entstehen kann; die Frage, inwieweit die Fehlertoleranz, von der Herr Birkhofer gesprochen hat, auf einer neuen Ebene optimiert werden kann, sowohl bei einer weiteren Minderung der Wahrscheinlichkeit eines gefährlichen Störfalls als auch in der Minderung der Auswirkungen eines solchen Störfalls. Dies ist etwas, das nicht mein Gegenstand sein kann; es ist Ihr Gegenstand. Ich habe mich nicht hierher aufgemacht, um Ihnen Ihre Wissenschaft zu erklären. Es kommt mir immer ein bißchen heikel vor, wenn ich Leuten, die sehr viel genauer über etwas Bescheid wissen, dieses erklären muß. Das einzige, was einen dazu berechtigt, überhaupt darüber sprechen, ist das Faktum, daß der Politiker im Grundsatz immer in der Lage ist, daß er den Leuten etwas erklären muß, was sie – oder zumindest einige von ihnen – besser verstehen als er selbst. Was ich hier zusammenstellen möchte,

ist weniger eine Darstellung einzelner fachlicher Ergebnisse als vielmehr der Zusammenhang, in dem wir uns gemeinsam zu bewegen haben, jeder mit unterschiedlichen Aufgaben. In diesen Zusammenhang gehört auch das, was Herr Birkhofer mit dem Stichwort „Abwägen in einer verletzlichen Welt" gesagt hat.

Auf diese Fragen können wir nicht im Sinne der klassischen Gesinnungsethik antworten, die sagt: Wenn das, was ich tue, schlimme Folgen haben kann, dann ist meine Seele gerettet, wenn ich es unterlasse. Es kommt vielmehr darauf an, nicht nur die Folgen des Einsatzes einer Technik abzuwägen, sondern auch die Konsequenzen des Verzichts auf eine Technik.

Es liegt auf der Hand, daß eine solche Abwägung als komplexes Gespräch geführt werden muß, das über die einzelnen Disziplinen hinausragt. Vor allem ist es wichtig, das Gespräch zwischen Geisteswissenschaften und Naturwissenschaften neu zu beleben. Dies gelingt nicht oft; Herr Maier-Leibnitz hat dies in einem Gespräch mit einem Philosophen in einer sehr paradigmatischen Weise – so scheint mir – aufgearbeitet. Ich glaube, daß wir zu kurz greifen, wenn wir versuchen, jeweils nur auf die erzielten punktuellen Ergebnisse abzustellen. Ebenso greifen wir zu kurz, wenn wir versuchen, einzelne inhaltliche Ergebnisse festzuhalten, um sie nach Hause zu tragen. Der Vorgang dieses Gesprächs selbst, über die Disziplinen hinweg, das Rückgewinnen des Blicks auf das Ganze scheint mir eine der grundsätzlichen Aufgaben zu sein, vor denen wir stehen. In diesem Zusammenhang möchte ich nochmals betonen, daß wir den klassischen Gegensatz zwischen einer geistigen und einer technischen Kultur überwinden müssen. Wir müssen verstehen, daß die technische Kultur nur aus einer grundlegenden geistigen Haltung gestaltet werden kann. Voraussetzung hierfür ist die Geduld des Naturwissenschaftlers mit dem Geisteswissenschaftler, bei dem nicht immer sofort zu erkennen ist, wo der konkrete Kern seiner Aussage sitzt; ebenso aber auch die Geduld des Geisteswissenschaftlers mit dem Naturwissenschaftler, der darauf besteht, daß es Sachverhalte gibt, von denen losgelöst grundsätzliche Aussagen nur einen begrenzten Sinn entfalten können. Die unterschiedlichen Denkweisen müssen sich also aufeinander zubewegen, damit hieraus ein Blick auf das Ganze entsteht, der die Voraussetzung für das Begreifen einer komplexen Welt ist. Dies ist eine der ganz grundsätzlichen Aufgaben, die uns gestellt sind und für die ich in den letzten Jahren zunehmend ermutigende Ansätze sehe, ohne daß ich dies allerdings schon als eine Grundwelle beschreiben möchte.

Ein Beispiel, bei dem mir ein solches Verständnis wichtig erscheint, ist die Diskussion über den Ausstieg oder Nichtausstieg aus der Kernenergie. Grundsätzlich ist eine solche Maßnahme nur dann sinnvoll, wenn man davon ausgeht, daß alle aussteigen. Denn Tschernobyl hat eindrucksvoll gezeigt, daß ein nationaler Ausstieg die Gefährdung für unser Land nicht entscheidend mindert. Das Gesamtrisiko wird durch das Abschalten hochgradig sicherer Reaktoren nicht kleiner. Es wird kleiner nur durch das Erreichen der höchstmöglichen Sicherheit aller Reaktoren. Wenn aber von dem Modell des Ausstiegs ausgegangen würde – in der Realität ist dafür kein Ansatz zu sehen, ich brauche die Situation in der Sowjetunion nicht zu beschreiben –, dann haben wir allerdings die Folgen zu bedenken. Dies würde bei den fossilen Energien zunächst bedeuten, daß 1/3 der Ölproduktion der OPEC plötzlich zusätzlich nachgefragt würde. Dies ist aber eine Situation, die allenfalls ein reiches Industrieland überstehen kann, wenn auch mit Einbußen bei Wachstum und Arbeitsplätzen. Wenn man jedoch den Blick über den nationalen Egoismus hinaus auf das Ganze lenkt, dann wird man erkennen, welch verheerende Konsequenzen – bis an die Grenzen des Staatsbankrotts – dies für die Volkswirtschaften von Entwicklungs- und Schwellenländern hätte. Und diese Folgen müßten die Länder ausgerechnet in einem Moment tragen, wo sie sich anschicken, ihre Chancen zu erweitern und am Weltmarkt teilzunehmen. Dabei sind Länder, deren Bevölkerung sich in den nächsten 25 Jahren verdoppeln wird. Die Frage, ob ihnen durch einen abrupten Ölpreisanstieg die Grundlagen für eine wirtschaftliche Entwicklung zerstört werden, muß in eine Gesamtbetrachtung verantwortlich miteinbezogen und dann abgewogen werden. Schon auf

dieser Grundlage wird verständlich, warum die UNO kürzlich einmütig beschlossen hat, daß auf Kernenergie in den künftigen Jahren nicht zu verzichten sei. Dies entspricht auch dem Beschluß der 94 reaktorbetreibenden Nationen, die in Wien zusammengekommen sind.

Ich möchte Ihren Blick noch auf eine zweite Ebene lenken. Es gibt eine seltsame psychologische Erscheinung: Die gleichen Leute, die noch vor zwei Jahren mit Leidenschaft gefordert hatten, wir müßten alles tun, um die nationale Luftverschmutzung zu vermindern, empfehlen uns jetzt, Kerntechnik abzuschaffen und die alten Kohlekraftwerke in Betrieb zu nehmen. Ich spreche gar nicht über den moralischen Gehalt einer solchen Position, denn moralische Gehalte möchte ich nur ungern beurteilen. Ich spreche aber darüber, daß keines der Probleme, vor denen unser Land steht, gelöst werden kann, wenn wir nicht mit Stetigkeit und Beharrlichkeit verläßliche Rahmenbedingungen schaffen. Eine Entwicklung in der Energieversorgung und in der Technik, eine Entwicklung zur Bewahrung der Umwelt, die sich naturgemäß systematisch über viele Jahre erstrecken muß, kann in einem hochindustrialisierten Land nicht vollzogen werden, wenn die politischen Rahmenbedingungen nicht mit hinreichender Verläßlichkeit stehen. Eine Politik, die sich auf die jeweils letzte Demoskopie einstellt, läuft Gefahr, daß sie gerade dadurch, daß sie populär sein will, die Sache verfehlt und daher möglicherweise politisch unakzeptabel wird. Dies scheint sich in der Bundesrepublik in einigen Bereichen zu zeigen.

Insofern entläßt uns diese Situation nicht aus der grundsätzlichen Verantwortung, in jedem einzelnen Fall mit größter Akribie alle Möglichkeiten zu prüfen, wie Risiken in nationaler und internationaler Zusammenarbeit gemindert werden können. Sie gibt uns andererseits die Grundlage dafür, daß wir in einem stetigen Prozeß die Probleme einer schwierigen und komplexen Welt tatsächlich lösen, indem wir begrenzte Energieressourcen durch das ersetzen, was wir haben, nämlich Kapital und intelligente Arbeit. Dies ist die eigentliche Aufgabe dieser Jahrzehnte und nichts anderes hat – rückblickend betrachtet – das Paradigma von den Grenzen des Wachstums aussagen können. In einer begrenzten Welt mit exponentieller Entwicklung der Bedarfe kann der Kollaps nur programmiert sein. Es gelingt uns jedoch nur dann, die Grenzen hinauszuschieben, wenn wir mit Innovationen stets wieder die neuen Rahmenbedingungen schaffen, aus denen sich dann die verschiedenen wirtschaftlichen Kräfte und die verschiedenen Problemlösungen entwickeln können.

Auf diesem Hintergrund ist auch die Frage eines globalen Abwägens zulässig. Es ist nicht so, daß wir in der globalen Betrachtungsweise über die Ressourcenfrage hinaus in einer harmlosen und unproblematischen Welt leben. Ein Verzicht auf Kerntechnik würde auch bedeuten, daß wir fossile Techniken verstärkt einsetzen müßten. Die Wissenschaft aber warnt uns sehr vor den möglichen Folgen für das Klima, vor dem Treibhauseffekt. Dies ist nichts, was wir mit Sicherheit wissen; wir können es aber auch nicht ausschließen. Insofern befinden wir uns nicht in einer Situation, in der wir auf das eine verzichten könnten und damit eine problemlose Welt hätten. Nein, die Welt, in der wir heute leben, ist dadurch gekennzeichnet, daß jede Entscheidung eine Auswahl zwischen Problemen bedeutet und problemfreie Entscheidungen nicht möglich sind. Die Aufgabe besteht darin, das Gewicht der Probleme auf beiden Seiten durch intelligente Arbeit zu mindern, in diesem Beispiel durch eine Entwicklung von Techniken, die CO_2 nicht erzeugen. Das ist die Kerntechnik. Wir tun alles, um alle Alternativen zur Energieerzeugung weiterzuentwickeln, so schnell wir es können. Wir sehen heute Grenzen, aber wir hoffen, daß sie überwunden werden. Eins ist jedoch grundsätzlich richtig: Wir können nicht aus dem, was wir heute haben und beherrschen können, aussteigen, bevor wir nicht wissen, in was wir einzusteigen haben.

Dies, meine Damen und Herren, scheint mir der Rahmen zu sein, in dem wir uns befinden. Es liegt auf der Hand, daß in diesem Rahmen die Fortschritte in der Reaktorsicherheitsforschung eine ständig neue Überprüfung der Möglichkeiten und der Notwendigkeiten herausfordern. Und dies ist auch Ihre beständige Arbeit.

Sie wissen, daß wir in der Vergangenheit schon ein erhebliches Maß an internationaler Zusammenarbeit erreicht haben. Wir werden dies in den nächsten Jahren verstärken. Ich hoffe zuversichtlich, daß uns dies auch mit Staaten, mit denen bislang unsere Zusammenarbeit begrenzt war, möglich sein wird. Ich hoffe, daß aus dieser Zusammenarbeit Erkenntniszuwachs für beide und eine höhere Beherrschbarkeit und damit eine ständig weitergehende Verantwortbarkeit von Kerntechnik entsteht. Ich hoffe aber auch, daß daraus ein zuversichtliches und offenes Zugehen auf den Bürger entsteht. Dies ist wiederum etwas, wo bei allem Respekt vor den Aufgaben des Politikers ein wesentlicher Teil der Verantwortung bei Ihnen liegt.

Dem Politiker wird nicht immer uneingeschränkt zugetraut, daß er von Technik etwas verstünde. Nun kann dies einmal vorkommen, es ist aber kein Element der Definition eines Politikers. Daher können Sie dem Politiker nicht unmittelbar Sachverstand abverlangen. Trotzdem haben die Bürger ein Anrecht darauf, Gesprächspartner zu finden. Dieses Gespräch ist häufig frustrierend. Sie müssen mit Leuten sprechen, die oft ganz anders denken und die oft auch gar nicht gutwillig im Zuhören sind. Ich möchte jedoch eins wiederholen, was ich für eine der grundsätzlichen Fragen unserer Zeit halte: Es darf nicht sein, daß unsere Gesellschaft auseinanderfällt in zwei Gruppen von Menschen: Die einen, die aus Kompetenz, Zuständigkeit und Verantwortung die Arbeit tun und die anderen, die darüber reden. Diese Art von Aufgabenteilung ist gefährlich; es entsteht dann nur im Grenzfall ein zutreffendes Bild von der Wirklichkeit. Für die Politik ist nicht das entscheidend, was ist, sondern das, was sich in den Köpfen der Leute darstellt. Daß hier aufgrund eines begrenzten Sachverstandes Aussagen gemacht werden, die sachlich bestenfalls zum Teil richtig sind, ist wahrscheinlich unvermeidbar.

Kritischer wird es schon, wenn jemand unter Inanspruchnahme eines wissenschaftlichen Grades über ein Fach spricht, das nicht das seine ist und wenn er hier mit der Autorität der Wissenschaft Glaubwürdigkeit beansprucht.

Es gehört jedoch noch ein drittes Element dazu. Die Welt wird in der Regel nicht dadurch schlechter, daß es Leute gibt, die Unsinn reden. Dies ist völlig normal und auch nicht zu vermeiden. In einem demokratischen Staat wäre dies auch überhaupt nicht in Frage zu stellen. Die Welt wird in der Regel dadurch schlechter, daß die Leute, die von der Sache etwas verstehen, sich nicht laut genug zu Wort melden.

Ich möchte mich hier – und ich weiß, wovon ich spreche – ausdrücklich bei denen bedanken, die oft trotz sehr persönlicher Anfeindungen auch in den vergangenen Monaten unmittelbar nach Tschernobyl sich mutig und kompetent in der Öffentlichkeit gemeldet haben; die sich der Diskussion gestellt haben von Gesprächen mit Redaktionen bis hin zum Fernsehen. Dies ist wirklich das, was wir brauchen: Das Bewußtsein unseres Landes muß viel mehr von denen geprägt werden, die von der Sache etwas verstehen. Diese Leute müssen sich dann auf einen frustrierenden Dialog einlassen, sie müssen sich stellen, auch wenn sie wissen, daß die Stimmung gegen sie ist. Denn nur dann werden wir der Technik in unserem Land die Rationalität zurückgewinnen können. Nur in dem Maße, wie wir aber der Technik die Rationalität zurückgewinnen, gewinnen wir in unserem Umgang mit der Technik die Menschlichkeit hinzu. Und nur dann, wenn die Menschen an dem, was wir tun, grundsätzlich die Chance sehen, das Neue verantwortbar und richtig zu gestalten, läßt sich die Zukunft auch in einer schwierigen, einer gefährdeten und sich schnell ändernden Welt vernünftig und verantwortlich aufbauen.

Wenn sie sehen, daß dies geschieht mit Blick auf die Chancen, aber auch auf die Risiken, in einem sachkundigen Zugehen auf das Problem, dann allerdings entsteht ein Land, das seinen Beitrag leisten kann in einer begrenzten Welt mit begrenzten Ressourcen. Ein Land, in dem wir gerne leben und arbeiten. Ein Land, das seinen Beitrag dazu leistet, daß in den künftigen Jahren die Grenzen des Wachstums so hinausgeschoben werden, daß eine wachsende Menschheit Platz hat für eine humane Existenz.

Ich danke Ihnen!

Das Problem der kleinen Strahlendosen — Eine Herausforderung für die Beurteilung von Schadensfolgen

Von L.E. Feinendegen [1])

Das Problem der kleinen Strahlendosen ist natürlich schon lange interessant; aber jetzt nach Tschernobyl ist es hoch aktuell. Die Unsicherheit bei der Beurteilung von Schäden bei kleinen Strahlendosen wirft gegenwärtig in der Bevölkerung, bei den Politikern und bei der Administration auf allen Ebenen viele Ängste auf. Für die Wissenschaftler ergibt sich auch insofern etwas Neues, als die Strahlenbiologie lange nicht die Förderung erfahren hat, die jetzt gewährt wird.

Daß hohe Strahlendosen krank machen können, ist wohl bekannt. Machen kleine Dosen auch krank? Hier werden nicht die akuten Erkrankungen, sondern späte Effekte diskutiert, wie Krebserkrankungen, genetische Veränderungen und Mißbildungen nach Exposition in der embryonalen Entwicklung.

Die Unsicherheit bei der Beurteilung von Schadensfolgen nach Absorption kleiner Strahlendosen beruht auf Risikofaktoren. Diese geben zum Beispiel die Wahrscheinlichkeit eines bösartigen Tumors oder einer genetischen Veränderung in der exponierten Bevölkerung an. In Tafel 1 sind die kürzlich von der Nuclear Regulatory Commission (NUREG) in den USA herausgegebenen Risikofaktoren für Krebserkrankungen und daneben neuere Berechnungen der Gesellschaft für Strahlenforschung (GSF), München, aufgeführt. Diese Zahlen geben die berechneten Krankheitsfälle bis zum Lebensende in einer Population von einer Million Personen an, die alle mit 1 rem bestrahlt worden sind. Diese Risikofaktoren wurden von Ergebnissen der Untersuchungen der Überlebenden der Atombombenexplosionen in Japan abgeleitet. Sie sind keine direkt beobachteten, sondern abgeleitete Werte. Auch die zahlreichen Ergebnisse von Experimenten mit Säugetieren erlauben die Berechnung von entsprechenden Risikofaktoren. Ihnen allen ist gemeinsam, daß man bei absorbierten Ganzkörperdosen von über etwa 30 rem statistisch signifikante Anhebungen der Krebsinzidenz mit steigender Dosis beobachtet; bei Dosen unter etwa 30 rem liegen alle Krebsfälle innerhalb der Schwankungsbreite der natürlichen Tumorinzidenz in der Population. Bei den genetischen Risikofaktoren fehlt uns jede Erfahrung in menschlichen Populationen; sie sind sogar in Japan nicht erkennbar. Was die kindlichen Mißbildungen, auch Tumoren nach Exposition im Uterus anbetrifft, könnten nach den vorliegenden Untersuchungen einige rem akuter Bestrahlung kausal sein.

Risikofaktoren sind generell also keine Meßwerte, sie sind abgeleitete Werte, mit denen man vorsorgen will und über deren Realität im sehr niedrigen Dosisbereich man tatsächlich praktisch nichts weiß. Wenn diese Werte richtig wären, würde zum Beispiel das spontane Krebsrisiko in den westlichen Industrieländern von etwa 20 % um etwa 0,02 bis 0,04 % pro rem Ganzkörperbestrahlung angehoben; mit anderen Worten, eine akute Ganzkörperbelastung mit 1000 mrem brächte für den betroffenen Menschen im Mittel eine Anhebung des Spontanrisikos an Krebs zu erkranken um etwa 1/1000. Es ist wohl bekannt, daß das Spontanrisiko an Krebs zu sterben aus vielen Gründen um mehrere Prozent schwankt. Somit ist es aus epidemiologischen und bevölkerungsstatistischen Gründen nicht möglich, die Spätwirkung eines einzelnen rem oder gar eines 1/1000 rem pro Person wirklich zu erfassen. Experimente verbieten sich hier von selbst. Man kann die Frage nach der Dosis-Effektbeziehung im kleinen Dosisbereich daher nur indirekt verfolgen.

---

[1]) Professor Dr. Ludwig E. Feinendegen, Direktor des Instituts für Medizin der Kernforschungsanlage Jülich GmbH

Tafel 1: Somatische Spätschäden bis Lebensende je 10^6 Personen je rem (Niedrig-LET-Strahlung; $\dot{D} < 5$ rem/d)

Organ	NUREG		GSF	
	(LQ)*	(L)	(LQ)*	(L)
Leukämie	14	48	21	52
Knochen	1	2	1	1
Brust**	60	87	80 (L)	80
Lunge	20	138	36	90
Verdauungsorgane***	57	189	90	224
Schilddrüse	7	7	17 (L)	17
Andere	29	96	15	38
Summe	188	567	260	502

LET = linear Energietransfer
LQ = linear quadratisches Modell der Dosis-Effektbeziehung
L = lineares Modell der Dosis-Effektbeziehung

in utero (1 % der Bevölkerung) zusätzlich 3 Leukämiefälle, 3 andere Krebsfälle

* im niedrigen Dosisbereich unter Berücksichtigung eines Reduktionsfaktors
** incl. Männer
*** Magen, Kolon, Leber, Pankreas

nach GSF, München

Zur Erforschung der Dosis-Effektbeziehung im kleinen Dosisbereich gibt es zahlreiche Ansätze auf der Basis von Experimenten mit verschiedenen biologischen Systemen, wie Mikroorganismen, Säugetierzellen in Kultur, Pflanzen und Tieren. Bild 1 faßt das Wesentliche zusammen, wobei hier zu beachten ist, daß auf der Abszisse die Dosis logarithmisch aufgetragen ist: Möglich ist eine supralineare Dosis-Effektbeziehung, eine lineare Dosis-Effektbeziehung, ein Schwellenwert, unter dem kein strahleninduzierter Krebs zu verzeichnen ist sowie eine günstige Wirkung von kleinen Strahlendosen, das heißt ein strahleninduzierter Schutz gegen zusätzliche Schäden. Welche von diesen besonderen Dosis-Effektbeziehungen im niedrigeren Dosisbereich für eine gegebene Situation wahrscheinlich ist, wurde vor allem in den letzten Jahren intensiv wissenschaftlich untersucht.

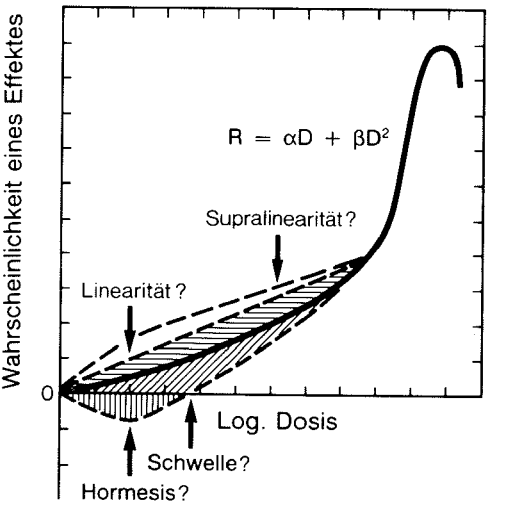


Bild 1: Dosis-Effektbeziehung

Um im kleinen Dosisbereich Schadensfolgen zu begreifen, muß verstanden werden, was eine kleine Strahlendosis ist, bzw. wie Energie im biologischen System verteilt wird; dann ist es erforderlich, die physikalische Interaktion zwischen Strahlung und einem sensiblen Volumen im biologischen System von der sozusagen plastischen Reaktion dieses Volumens im System auf die Interaktion zu differenzieren. Somit kommen drei Fragen zur Sprache:

1. Welches sensible Volumen in einem biologischen System ist verantwortlich für den Schaden, wenn er auftritt?
2. Wie verhält sich ein solches sensibles Volumen in einem biologischen System in einem Strahlenfeld, das heißt, wie groß ist die Chance des sensiblen Volumens, im biologischen System im Strahlenfeld getroffen zu werden, oder wie viele solcher Volumina werden getroffen?
3. Wie reagiert das sensible Volumen im biologischen System, bzw. das biologische System als Ganzes, auf einzelne oder mehrere Treffer?

Die drei Fragen sollen in diesem Beitrag besprochen werden.

Das sensible Volumen im biologischen System

Obwohl ionisierende Strahlen primär mit Atomen in Wechselwirkung treten, ist ein biologisches System nicht sozusagen homogen strahlensensibel. Die Ursachen der Heterogenität der Strahlensensibilität im Organismus liegt in der Komplexität der biologischen Strukturen auf der atomaren, molekularen und organischen Ebene und in der damit verbundenen Vielfalt der Funktionen, mit denen auf jeder Organisationsebene des Körpers Atome, Moleküle, Zellen und Organe miteinander kommunizieren. Auf jeder Ebene der biologischen Organisation und zwischen den einzelnen Ebenen gibt es spontane Wechselwirkungen, weil die einzelnen Teile einander erkennen können.

Die große Vielfalt der Strukturen biologischer Systeme wird im wesentlichen von nur sechs Elementen aufgebaut: Kohlenstoff, Wasserstoff, Sauerstoff, Stickstoff, Schwefel und Phosphor sowie einigen zusätzlichen Milieu- und Spurenelementen und Calcium für den Knochenaufbau. Wie auf allen Ebenen materieller Organisation gibt es auch auf der atomaren Ebene sozusagen eine spezielle Turbulenz: hier treffen sich Atome nach den Regeln der Nichtlinearität und quantenmechanischer Gesetze und formen Moleküle. Diesem ersten Schritt der Kreativität folgt der nächste auf der Ebene der Moleküle; diese treten wiederum miteinander in Wechselwirkung und bilden Großmoleküle, neue Strukturen mit neuen Informationsgehalten. Mit jeder neuen Ebene der Organisation wächst die Komplexität des Systems, steigt die Vielfalt der Formen und der ihnen gegebenen, neuen und von ihren Bausteinen her nicht vorhersehbaren Informationen.

Ein besonderes Großmolekül stellt die Desoxyribonukleinsäure dar – das genetische Material. Unter bestimmten Bedingungen kann der Austausch eines einzelnen Atoms in einer bestimmten Position in diesem Großmolekül dazu führen, daß eine dieses Molekül tragende Zelle sich zur Krebszelle entwickelt, die zum Krebstumor führt, an dem der Karzinomträger zugrunde geht.

Das genetische Material, die Desoxyribonukleinsäure, ist singulär, lebenswichtig und nicht ersetzbar; daher kann durch eine molekulare Strukturänderung die Zelle leicht gefährdet werden. Andere Großmoleküle, wie die Enzyme, sind in großer Zahl vorhanden, ersetzbar und als Einzelmolekül nicht lebenswichtig; ihre Veränderungen sind daher weniger oder gar nicht gefährlich. Enzyme sind biologische Konstruktionswerkzeuge, sozusagen die Facharbeiter im lebenden System, welche dafür sorgen, daß die Strukturen erhalten bleiben; Enzyme arbeiten gegen die Entropie des Systems, sie unterliegen den spezifischen Kontrollmechanismen, die alle schließlich vom genetischen Material her vorgegeben sind.

Genetisches Material, Enzyme und die von ihnen konstruierten speziellen Großmoleküle, die lebenswichtige Funktionen der Nahrungsverwertung, des Schutzes und der Anpassung an Umwelt ausüben, bilden schließlich die fundamentale Lebenseinheit, die Zelle. Das Schema einer Zelle zeigt Bild 2. Ein Gramm unseres Körpers beherbergt etwa eine Milliarde solcher Zellen, die sehr vielfältig sind und spezielle Aufgaben wahrnehmen. Auch Zellen stehen untereinander in Wechselwirkung; sie bauen Organe auf, die wiederum miteinander in Wechselwirkung stehend den Organismus bilden.

Bild 3 zeigt schematisch die verschiedenen Organisationsebenen, die atomare, die molekulare, die zelluläre, die Organebene bis zum Organismus. Jede Organisationsebene ist nach unten und nach oben abgrenzbar; auf jeder Ebene gibt es bedrohende Agenzien.

Bei Betrachtung der bedrohenden Agenzien ist offensichtlich, daß der Organismus als Ganzes durch Agenzien ähnlicher Größe direkt bedroht werden kann, zum Beispiel durch eine Lawine, durch Felsen- oder Steinschlag. Mit der Vernichtung des Organismus als Ganzes, gehen alle seine Organe, Zellen und Moleküle zugrunde; die Bausteine, die Atome, kehren zurück in die ursprüngliche Ebene ihrer Turbulenz.

Geschosse, Pfeile und Messer verletzen Organe, ohne dabei tödlich sein zu müssen. Wenn die Verletzung ein bestimmtes Maß überschreitet, kömmt es sozusagen zu einer gequantelten, im System aszendierenden Aktion, die den Organismus umbringen kann.

Mikroorganismen interagieren mit Zellen und können Zellschäden setzen, die groß genug sind, die betroffene Zelle zugrunde zu richten. Werden so viele Zellen vernichtet, daß ein bestimmter Schwellenwert überschritten wird, kommt es zum Zusammenbruch des von den Zellen aufgebauten Organs. Auch hier gibt es eine gequantelte, im System aszendierende Aktion, von der Ebene der Organisation der Zellen auf die nächsthöhere der Organe.

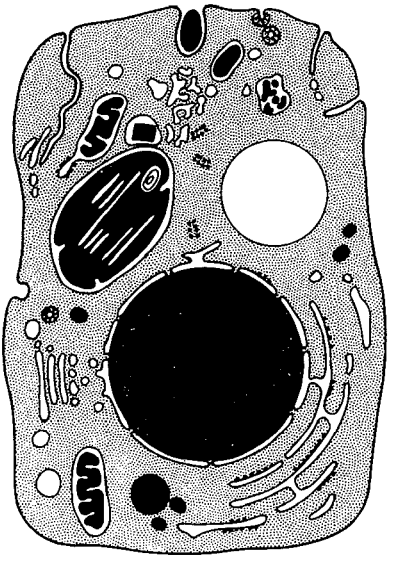


Bild 2: Schema einer Zelle (dunkel) sphärisch, 8 μm Durchmesser

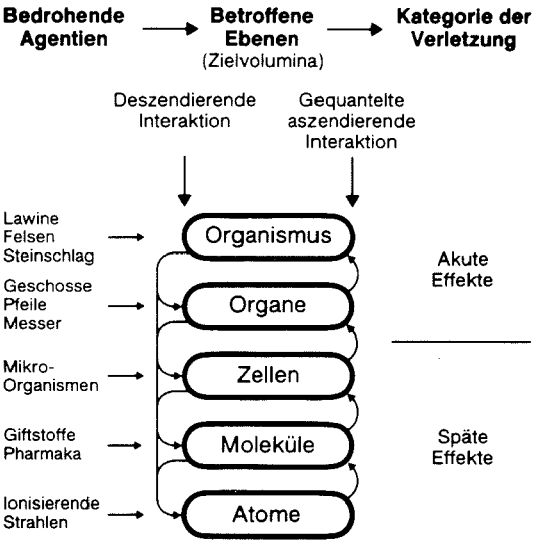


Bild 3: Verschiedene Organisationsebenen

Giftstoffe oder Pharmaka wirken auf Moleküle. Wenn Moleküle zerstört werden, gehen auch Atome verloren, aber nicht unbedingt die Zellen. Erst dann kommt es zum Zelltod, wenn lebenswichtige Moleküle in so großer Zahl so beschädigt sind, daß ein Ersatz oder eine Reparatur nicht mehr möglich ist. Es kommt dann zu einer gequantelten, aszendierenden Aktion von der molekularen auf die zelluläre Ebene der Organisation. Ist eine bestimmte Zahl von Zellen in einem bestimmten Organ vernichtet, kommt es zu einer gequantelten, aszendierenden Aktion auf die Organisationsebene der Organe, und das Organ wird vernichtet; schließlich ist so der gesamte Organismus bedroht.

Ionisierende Strahlen interagieren mit Atomen. Nur dann kommt es zu einer Bedrohung für den Organismus, wenn atomare Verletzungen zu Molekülzusammenbrüchen führen, die so wichtig sind, daß die Syntheseleistungen in der betroffenen Zelle tödlich gestört oder permanent verändert werden und schließlich soviele Zellen für ein bestimmtes Organ vernichtet oder verdrängt werden, daß die Organe und ihre Funktionen zusammenbrechen, wodurch schließlich der Organismus zum Untergang gebracht werden kann. Eine Verletzung der atomaren Organisationsebene führt somit über eine Kette von gequantelten, aszendierenden Aktionen zur Bedrohung des gesamten Organismus. Jede aszendierende Aktion zur nächst höheren Organisationsebene muß einen Schwellenwert des Schadens überwinden, um einen Initialschaden von einer basalen Organisationsebene schließlich zu einer Bedrohung für den Organismus werden zu lassen. Diese Zusammenhänge muß man sehen, um die Bedrohung durch ionisierende Strahlen innerhalb des Spektrums der anderen bedrohenden Agenzien richtig einzuordnen.

Die für ein biologisches System wichtigste Barriere erscheint in der elementaren lebenden Einheit, der Zelle mit ihrem Stoffwechsel. Aus Zellen, wie der Eizelle und Samenzelle, entstehen die komplexen Organismen. Die Zelle ist zum Beispiel Ausgangspunkt des Krebses, des gefürchteten Spätschadens nach der Absorption kleiner Strahlendosen. Bild 4 zeigt, was experimentell einigermaßen gesichert ist, daß Krebsgeschwulste sich aus einer einzelnen Zelle entwickeln, hier aus einer dunklen Zelle.

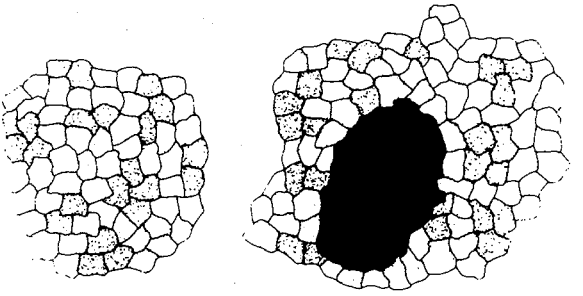


Bild 4: Bösartige Geschwulste entwickeln sich aus einer Zelle

Im Zellkern befindet sich nahezu das gesamte genetische Material und macht etwa 2 % dessen Masse aus. Da Verletzungen des genetischen Materials wegen seiner Besonderheit im Sinne der Singularität, Funktionsspezifität und Unersetzlichkeit für die Zelle besonders bedrohlich sind, und da das genetische Material während der zellulären Lebensspanne im Mittel mehr oder weniger homogen im Zellkern verteilt ist und seine Untereinheiten miteinander funktionell in Wechselwirkung stehen, scheint es gerechtfertigt, den Zellkern einzelner Zellen als das strahlensensible Volumen für schwerwiegende Störungen der Zelle anzusehen. Jedoch muß auch das Gesamtvolumen der Zelle für die Entwicklung gewisser permanenter Änderungen in einem Zellverband in Betracht gezogen werden. Nicht alle Zellen sind zu verschiedenen Zeiten des Lebens gleichermaßen lebenswichtig. Zellen haben durchweg eine zeitlich begrenzte Existenz. Funktionstüchtige, das heißt ausgereifte und differenzierte Zellen im Organismus teilen sich gewöhnlich nicht mehr und sterben nach einer mehr oder weniger langen Zeit ab; oft müssen sie ersetzt werden. Unterschiedliche Organe haben hier spezielle Bedürfnisse. Zur Neubildung und zum Nachschub funktionell ausgereifter Zellen gibt es im Embryo wie im erwachsenen Organismus unreife Zellen, die Mutterzellen, die auf bestimmte Signale hin für den Zellnachwuchs sorgen. Viele Experimente haben gezeigt, daß Mutterzellen in verschiedenen Organen generell strahlenempfindlicher sind als funktionstüchtige, ausgereifte Zellen. So scheint es gerechtfertigt, die Mutterzellen – insbesondere deren Kern in den verschiedenen Organen – als die besonders strahlensensiblen Volumina im Organismus zu definieren.

Die Antwort auf die erste Frage ist somit gegeben: das strahlensensible Volumen im Organismus, vor allem was Krebserkrankungen und genetische Schäden angeht, erscheint als Zellkern und insbesondere als Zellkern der sogenannten Mutterzellen. Für gewisse Effekte, die zum Schluß kurz besprochen werden, kann das strahlensensible Volumen auch die ganze Zelle sein. Messungen haben ergeben, daß im Mittel im Säugetierorganismus die Zelle einen Durchmesser von etwa 10 μm hat, und der Zellkern einen Durchmesser von 8 μm, das heißt ein sphärisches Volumen mit der Masse von etwa 270 Pikogramm.

Das Schicksal des strahlensensiblen Volumens im Strahlenfeld

Um das Schicksal des sensiblen Volumens im Organismus im Strahlenfeld zu erfassen, muß man sich darüber im Klaren sein, daß Energiedepositionen bei Bestrahlung nicht gleich Wärmedeposition ist, sondern vielmehr die Deposition von konkreten Energiemengen. Dies ergibt sich sofort aus der Betrachtung einer Nebelkammer, in welche Röntgenstrahlen eindringen. So zeigt Bild 5 eine Aufnahme von 1913 aus dem Labor von Wilson. Die zu sehenden Kondensstreifen markieren die Flugbahnen von Elektronen, die durch

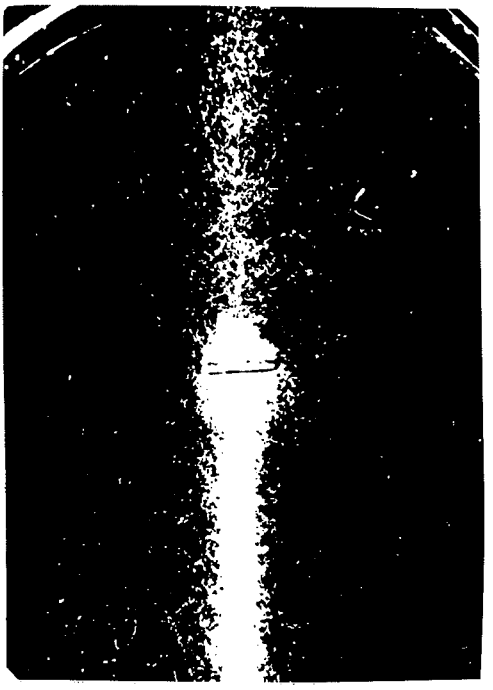
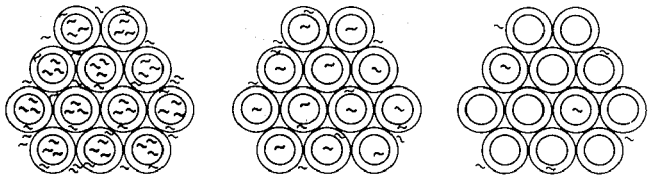


Bild 5: Photonenstrahl in Nebelkammer

zufällige Interaktion mit Photonen aus ihrer Position in Atomen herausgeschleudert worden sind. Diese sogenannten Photo- oder Compton-Elektronen sind somit jeweils Zeuge eines Photons, das mit einem atomaren Schalenelektron in Wechselwirkung getreten ist, das heißt Zeuge eines primären Strahleneinfangereignisses. Die Bahnlänge der Photo- oder Compton-Elektronen ist unterschiedlich und hängt von der Energiemenge ab, die das jeweilige Elektron vom interagierenden Photon übernommen hat. Für jede Photonenenergie gibt es somit ein Spektrum von Energien der Photo- oder Compton-Elektronen. Diese Elektronen sollen im folgenden einfach als „Blitze" bezeichnet werden. Wenn der in Bild 5 aufgeführte Photonenstrahl 100 kV Röntgenstrahlen entspräche, dann hätten die von Strahleneinfangereignissen herrührenden „Blitze" eine mittlere Energie von etwa 10 keV und eine Reichweite von etwa 1 μm in Wasser.

Es ist offensichtlich, je größer der Strahlenfluß, das heißt hier der Photonenfluß, um so höher ist die Zahl der „Blitze" pro bestrahltem Volumen.

So ergibt sich die Frage, welchen Photonenfluß man braucht, um eine solche Zahl von „Blitzen" pro Masse Gewebe zu erzeugen, daß die Energiedosis 1 rad, beziehungsweise 1 cGy, resultiert. Es ist zu erkennen, daß mit dieser Frage die Schadensbetrachtung vom Organismus auf die einzelne Zelle verlegt wird. Dieses kritische Zellkonzept stellt die Strahleneinfangereignisse, das heißt „Blitze", in der Zelle, in den Vordergrund und fragt nach der Zahl solcher „Blitze" pro Zelle beziehungsweise Zellkern und nach dem Anteil dieser getroffenen Volumina im Organismus pro Einheit Energiedosis, die konventioneller Weise in Energie pro Gramm bzw. Energie pro Kilogramm Gewebe angegeben wird. Ein rad oder cGy, ist gleich 0,01 Joule pro Kilogramm oder $62{,}4 \cdot 10^{12}$ eV pro Gramm. Im folgenden sollen die „Blitze" pro Zellkern betrachtet werden.



3 e⁻ pro Zellkern
0.01 Gy, 1 rad

1 e⁻ pro Zellkern
0.003 Gy, 0.3 rad

1 e⁻ pro 10 Zellkerne
0.0003 Gy, 0.03 rad

Bild 6: Compton-Elektronenverteilung im Gewebe bei 100 kV Röntgenstrahlung

Es läßt sich leicht berechnen, daß bei einer Bestrahlung mit 100 kV Röntgenstrahlen im Gewebe pro 1 rad etwa drei „Blitze" pro Zellkern mit einem Durchmesser von 8 μm erzeugt werden. Dies ist schematisch in Bild 6 dargestellt. Aus dieser Betrachtungsweise ergibt sich – und dies ist sehr wichtig zum Verständnis der kleinen Dosis –, daß mit verringerter Dosis schließlich nicht mehr die Zahl der „Blitze" pro getroffenem Zellkern, wohl aber die Zahl der getroffenen Zellkerne verändert wird. So bedeuten 300 mrad im Mittel gerade etwa ein „Blitz" pro Zellkern. Wird die Dosis weiter verringert, kommt es nicht mehr zur Verringerung der Zahl der „Blitze" im getroffenen Zellkern, sondern nur noch zur Verringerung des Anteils der getroffenen Zellkerne. Ein „Blitz" pro zehn Zellkerne, – das heißt neun Zellkerne werden hier nicht mehr getroffen –, ereignet sich im Mittel bei einer Energiedosis von 30 mrad. So ergeben sich aus dieser sehr einfachen Betrachtungsweise wichtige Konsequenzen zum Verständnis der kleinen Strahlendosis.

Eine weitere Konsequenz ist die Frage nach der Zahl einzelner „Blitze" pro Zellkern pro Zeiteinheit bei verschiedenen Dosisleistungen bzw. Dosisraten. In Tafel 2 sind einige Beispiele für eine Gewebeexposition mit 100 kV Röntgenstrahlen aufgeführt. 1 rad pro Tag bringt bei der gegebenen Verteilung der Energiedeposition so im Mittel etwa drei „Blitze" pro Zellkern pro Tag, oder im Mittel ein „Blitz" pro Zellkern alle acht Stunden. 10 rad pro Tag bedeutet einen zeitlichen Abstand zwischen zwei „Blitzen" von im Mittel etwa 50 Minuten; 100 rad pro Tag ergäbe einen „Blitz" im Mittel etwa alle fünf Minuten. 100 mrad pro Tag bedeutet unter den gegebenen Bedingungen, daß jeder Zellkern im Mittel alle drei Tage einmal etwa einen „Blitz" erleidet.

Der Zeitabstand zwischen zwei aufeinanderfolgenden „Blitzen" ist wichtig, denn er beschränkt die Zeit, die eine Zelle hat, um auf einen „Blitz" sozusagen ungestört zu

Tafel 2: Einfluß der Dosisrate auf einzelne GSV (100 kV Röntgenstrahlung, GSV Durchmesser 8 μm)

Dosisrate	Mittlerer Zeitabstand zwischen zwei Treffern
0.10 cGy (100 mrad)/d	3 d
0.30 cGy (300 mrad)/d	1 d
0.01 Gy (1 rad)/d	8 h
0.10 Gy (10 rad)/d	50 min
1.00 Gy (100 rad)/d	5 min

GSV = Grob sensibles Volumen
(hier: Zellkern sphänisch 8 μm Ø)

reagieren. Je länger die Zeit zwischen zwei aufeinanderfolgenden „Blitzen" ist, um so größer wird die Wahrscheinlichkeit, daß die Zelle die von einem „Blitz" verursachten Strukturänderungen erkennen und reparieren kann, um damit die ursprünglichen Funktionen wieder herzustellen. In der Tat weiß man über die Erholungsfähigkeit der Zelle bereits sehr viel, und später soll noch einmal kurz hierauf eingegangen werden.

Eine andere Konsequenz der Dosisbetrachtung auf der Basis des kritischen Zellkonzeptes ist die Möglichkeit, in etwa die Zahl der von einem „Blitz" getroffenen Zellkerne in unserem Körper pro Ganzkörperdosis anzugeben. Dazu sei das Beispiel der natürlichen Hintergrundstrahlung gewählt mit der Annahme, daß diese 100 kV Röntgenstrahlung wäre. Damit läßt sich das Wesentliche, daß gesagt werden soll, leichter ausdrücken.

Wenn die Hintergrundstrahlung pro Jahr 0,150 rad oder rem, beziehungsweise cGy oder cSv, für 100 kV Röntgenstrahlen wäre, erleidet jeder Zellkern im Mittel einen „Blitz" alle zwei Jahre. Da sich nun etwa 10^9 Zellen mit Zellkernen in jedem Gramm Gewebe befinden und der Mensch etwa 70 kg schwer ist, hat der Mensch etwa $7 \cdot 10^{13}$ Zellkernvolumen; bei dieser Betrachtungsweise werden natürlich Ungleichheiten der Organstrukturen sowie Knochen und Bindegewebe mit in die Berechnung einbezogen, so daß hier anstelle Zellkerne, zellkernäquivalente Volumen angegeben werden. Da nun ein Jahr etwa $5 \cdot 10^5$ Minuten hat, werden im menschlichen Körper pro Minute etwa $130 \cdot 10^6$, beziehungsweise pro Sekunde etwa 2 bis $3 \cdot 10^6$ zellkernäquivalente Volumen getroffen. Es ist offensichtlich, daß man eine ähnliche Kalkulation für jede Strahlenqualität machen kann. Das gewählte Beispiel zeigt deutlich etwas sehr Wesentliches; wenn jeder „Blitz" in einem Zellkern einen biologischen Dauerschaden mit schließlicher Bedrohung des Organismus setzen würde, wäre das Überleben des Menschen bei der gegebenen Hintergrundstrahlung kaum möglich.

Der pro Dosis-Einheit im biologischen System getroffene Anteil von Zellkernen von 8 μm Durchmesser, und die Zahl der „Blitze" pro Zellkern ändert sich mit der Strahlenqualität. Hierfür soll das Beispiel der α-Strahlen aufgezeigt werden. In Bild 7 ist dargelegt, daß α-Strahlen mit einer Energie von etwa 4 MeV pro rad etwa 3 % der Zellkerne mit je einem „Blitz" belegen, wobei der einzelne „Blitz" für den getroffenen Zellkern im Mittel eine lokale Dosis von 30 rad bringt. In diesem Fall werden also etwa 97 % der Zellkerne nicht getroffen. Jeder, der mit reaktionsfähigen, das heißt plastischen, biologischen Systemen zu tun hat, weiß, je größer der Anteil gesunden Gewebes bleibt, um so höher ist allgemein die Wahrscheinlichkeit, daß krankes Gewebe erkannt und ausgemerzt werden kann. Ob dies speziell für bestrahlte Zellen auch zutrifft, ist nicht sicher bekannt, aber wahrscheinlich, da mit der Hintergrundstrahlung sehr unterschiedlicher Qualität pro

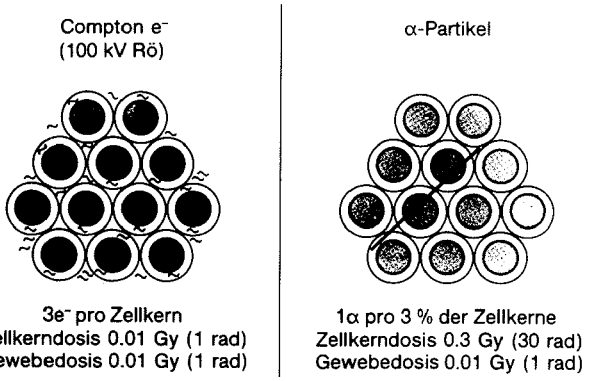


Bild 7: Partikelverteilung im Gewebe

Sekunde mehrere Millionen Zellkerne im Körper „geblitzt" werden, aber biologische Effekte für den Gesamtorganismus hier nicht bekannt sind.

Zusammenfassend ergibt sich, daß die konventionelle Energiedosis in drei Komponenten zerlegt werden kann:

- die Energiemenge, das heißt „Blitz", pro getroffenem Zellkernvolumen (dabei soll die von der Strahlenqualität abhängige mittlere Energiedeposition von einem Strahleneinfangereignis pro Zellkern als Elementardosis bezeichnet werden),
- die Zahl solcher Elementardosen,
- Anteil der getroffenen Zellkernvolumen.

Da für jede Strahlenqualität die einzelnen Elementardosen, das heißt „Blitze", einem bestimmten Spektrum entsprechen, deren Mittelwert bei den Berechnungen jeweils hier eingesetzt wurde, ist die Elementardosis sozusagen strahlenqualitätsspezifisch und nicht dosisabhängig. Um es zu wiederholen, mit der Dosis ändert sich nur die Zahl der Elementardosen und der Anteil der getroffenen Zellkerne. Im kleinen Dosisbereich bleibt die Zahl der Elementardosen gleich 1, und der Anteil der getroffenen Volumen ist kleiner als 1. Bei hohen Dosen werden alle Zellkerne getroffen und die Zahl der Elementardosen ist hier die einzige Variable.

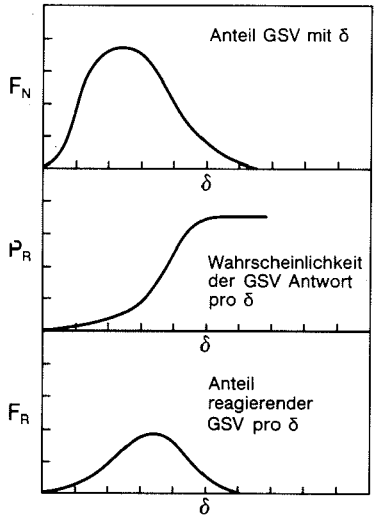
Mit diesen Basisinformationen kann man Experimente planen, um herauszubekommen, wie die Zelle auf einzelne „Blitze" reagiert.

Reaktion der Zelle auf Strahlung

Wird eine Zelle von vielen „Blitzen" getroffen, ist die Wahrscheinlichkeit hoch, daß sie stirbt. Die überwältigenden Strukturänderungen mit den Konsequenzen ernsthafter Funktionsstörungen führen zum Zusammenbruch des Stoffwechsels.

Wird die Zelle nicht vernichtet, ist die Wahrscheinlichkeit gegeben, daß zum Beispiel eine residuale Veränderung im genetischen Material zur Entwicklung einer Krebszelle führt, bzw. in den Keimzellen eine für die Nachkommen gefährliche Erbkrankheit auslöst. Auch Miß- oder Fehlbildungen nach Bestrahlung eines Embryos sind wahrscheinlich, zumindest teilweise Konsequenzen von Schäden in Zellkernen. In jedem Fall ist es wichtig zu erfahren, wie die einzelne getroffene Zelle reagiert und wie das Integral des Schadens schließlich zustande kommt.

Zur Erfassung des integralen Schadens einer Kohorte von Zellkernen, die im kleinen Dosisbereich von einzelnen unterschiedlich starken „Blitzen" des Gesamtspektrums der „Blitze" getroffen werden, wurde von Bond die Elementardosis-Effektkurve eingeführt. Bild 8 zeigt die Zusammenhänge. Im oberen Teil des Bildes sind für eine bestimmte kleine Dosis die Anteile der Zellkerne mit bestimmten „Blitzen" aufgeführt; die Verteilung entspricht dem Spektrum der „Blitze" für eine gegebene Strahlenqualität. Im mittleren Teil der Abbildung ist die Wahrscheinlichkeit aufgetragen, mit der ein von einem bestimmten „Blitz" getroffener Zellkern mit einer definierten, sozusagen gequantelten Reaktion antwortet. Diese Reaktion kann eine Mutation oder unter anderem auch eine Enzymveränderung sein. Die Elementardosis-Effektkurve wendet also die konventionelle Dosis-Effektkurve auf die elementare Lebenseinheit, die Zelle an, die damit zum Individuum der zellulären Organisationsebene wird. Das Produkt zwischen dem Anteil der von einem bestimmten „Blitz" getroffenen Zellkerne und der Wahrscheinlichkeit einer Reaktion auf diesen „Blitz" gibt den entsprechenden Anteil der definiert reagierenden Zellkerne. Das Produkt der beiden Integrale ist also das integrale Risiko in der exponierten Zellpopulation pro Dosis. Wenn die entsprechenden Mittelwerte für Anteile der getroffenen Zellkerne und für die Wahrscheinlichkeiten deren Reaktion eingesetzt werden, reduziert sich der Ausdruck integrales Risiko pro Dosis auf das Produkt der mittleren Elementardosis $\bar{\delta}$ und der mittleren zellulären Antwortkonstante k.



$$F_R = F_N \cdot P_R$$

$$\frac{R}{D} = \int_0^\infty \int_0^\infty P(\delta,L)d'(L)d(\delta)d\delta\, dL$$

$$\frac{R}{D} = k \cdot \bar{\delta}_D$$

nach V.P. Bond, 1983

Bild 8: Gewebeantwort R für eine gegebene LET Strahlung bei niedrigen Dosen ($N = 1$)

Da das integrale Risiko pro Dosis auch gleich ist der mittleren Antwortkonstanten des gesamten biologischen Systems α pro Energiedosis, kann man aus dem in verschiedenen biologischen Systemen leicht zu bestimmenden α den Wert k direkt erhalten; Voraussetzung dafür ist die Kenntnis der Strahlenqualität, um die mittlere Elementardosis $\bar{\delta}$ aus Tabellen abzulesen. Natürlich nimmt die zelluläre Antwortkonstante k unterschiedliche Werte an, je nach der zu beobachtenden Reaktion der Zelle.

So ist zu fragen, was macht eine Zelle, wenn sie einen „Blitz" erfährt. Wie bereits zu Anfang des Beitrags ausgeführt wurde, kann die Schädigung des genetischen Materials besonders schwerwiegend sein. Strukturveränderungen der Desoxyribonukleinsäure können erzeugt werden durch direkten Strahleneinfang an einem Schalenelektron des Moleküls sowie durch Reaktionen mit strahlenbedingten Hydrolyseprodukten des Wassers, vor allem mit sauerstoffhaltigen Radikalen. Aus vielen Experimenten mit höheren Dosen ist bekannt, daß pro rad, das heißt hier pro etwa drei „Blitzen" pro Zellkern von 100 kV Röntgenstrahlen, etwas mehr als fünf Basenänderungen der Desoxyribonukleinsäure im Zellkern ausgelöst werden, etwa fünf Einzelstrangbrüche zu verzeichnen sind und etwa 0,2 Doppelstrangbrüche entstehen. Während die überwiegende Zahl der Einzelstrangbrüche und Basenänderungen außerordentlich effizient und rasch repariert werden, dauert die Wiederherstellung eines Doppelstrangbruches wahrscheinlich wesentlich länger, vielleicht bis zu mehreren Stunden, wobei bei weitem nicht alle Doppelstrangbrüche zu verschwinden scheinen.

Die verschiedenen Reparaturvorgänge sind vielfältig und komplex und werden in den Zellen von speziellen Enzymen gesteuert. Es erscheint unwahrscheinlich, daß die Enzyme

für die Reparatur der DNA in den Zellen sich angesichts der Hintergrundstrahlung entwickelt haben. Es ist vielmehr anzunehmen, daß diese Reparaturenzyme in Antwort auf die ständigen Attacken durch radikale Moleküle entstanden sind, die nicht nur durch ionisierende Strahlen sondern auch im normalen Stoffwechsel ständig produziert werden. So wird das Altern der Zelle zum Teil auf die Reaktion mit sauerstoffhaltigen Radikalen zurückgeführt. Wie dem auch sei, die Reparaturkapazität der Zelle auf der einen Seite, sowie generell auch der Zellen untereinander auf der anderen Seite, ist so effizient, daß sich unter relativ ungünstigen Voraussetzungen aus etwa 10^{14} mit einem „Blitz" belegten Kernen von Knochenmarkstammzellen nur ein Fall von Leukämie entwickelt. Die einfache Berechnung ergibt sich unter der Annahme einer linearen Dosis-Effektbeziehung zum kleinen Dosisbereich und eines Risikofaktors von etwa 40 Leukämieen pro 1 Million Personen, die alle mit einem rad bestrahlt worden sind; zudem wurde zugrunde gelegt, daß der Mensch im Mittel über $1{,}6 \cdot 10^9$ Knochenmarkstammzellen verfügt. Die enorme Diskrepanz zwischen der Zahl der getroffenen Zellen auf der einen Seite und der Schadenswahrscheinlichkeit für den betroffenen Organismus auf der anderen spricht für die Wirksamkeit der Reparatur- und Abwehrmechanismen auf den verschiedenen Organisationsebenen des menschlichen Körpers.

Die zelluläre Abwehr- und Reparaturkapazität umfaßt zum einen die Maschinerie, die direkt an der Desoxyribonukleinsäure ansetzt und deren Veränderungen erkennen und ausmerzen kann; zum anderen verfügen die Zellen über biochemische Systeme, die die Konzentration von sauerstoffhaltigen Radikalen auf einem annehmbar niedrigen Niveau halten.

Beide schadenmindernde Kategorien kann man beobachten, um das Schicksal von einzelnen getroffenen Zellen zu erfassen. Während die Messung der direkt an der Desoxyribonukleinsäure ansetzenden Enzyme, beziehungsweise der Residualschäden in der Desoxyribonukleinsäure, relativ schwierig ist, bietet sich die Untersuchung der Konzentration von sauerstoffhaltigen Radikalen, wenn auch nicht direkt, so doch über die Beeinflussung des Zellstoffwechsels leichter an.

Diesen letzten Weg haben wir in unseren Forschungsarbeiten gewählt. Bild 9 zeigt das Modell des experimentellen Ansatzes. Intrazelluläre sauerstoffhaltige Radikale werden zum einen von einem im Zellsaft löslichen Enzymsystem unschädlich gemacht, zum anderen auch durch doppelschichtige Lipidmembranen, die die Zelle durchziehen. Dadurch werden Membranen vorübergehend strukturell verändert. Wenn irgendwelche

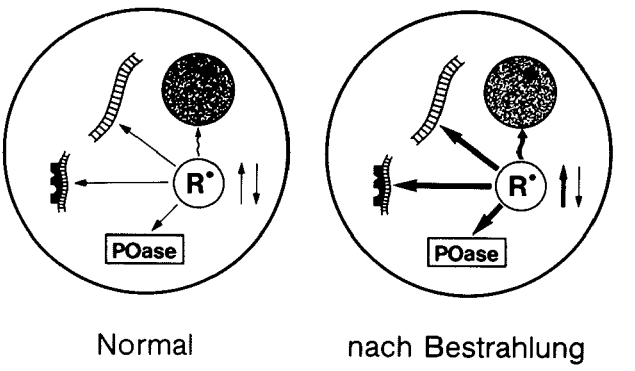
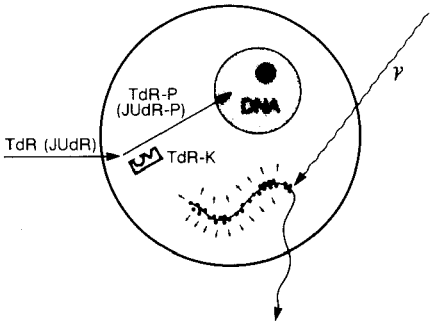


Bild 9: Schema Zelle, Wirkung von Radikalen auf POase (Radikaldetoxifizierungssystem im Zytoplasma), auf Membranen und membrangebundenes Enzym



Messung:

1. Aktivität der isolierten TdR-K
2. Einbau von TdR (JUdR) in die DNA
3. Konzentration des TdR außerhalb der Zelle (im Blutserum)

Bild 10: Nachweis kleiner Strahlendosen (einzelne Strahleneinfangereignisse)

Enzyme an solchen Membranen verankert sind, können sie in ihrer Aktivität ebenfalls verändert werden. Radikale dringen auch in den Zellkern, wo sie die Desoxyribonukleinsäure attackieren können. Unsere Untersuchungen zeigten, daß das Enzym Thymidinkinase, das für die Einschleusung eines spezifischen Vorläufers der Desoxyribonukleinsäure, des Thymidins, in die Zelle verantwortlich ist, empfindlich auf eine Störung des Radikalentgiftungssystems, zum Beispiel bei Vitamin-E Mangel, reagiert und auch auf einzelne Strahleneinfangereignisse, wie auch auf statische Magnetfelder hin anspricht. Thymidinkinase erscheint wie eine sensible Sonde für Veränderungen im Zellstoffwechsel, der wiederum durch sauerstoffhaltige Radikale in der Zelle beeinflußt wird. Die Untersuchungsergebnisse sollen im folgenden kurz vorgestellt werden.

Bild 10 zeigt schematisch, welche Analysen wir gemacht haben. Nach der Absorption weniger „Blitze" im Gesamtvolumen der Zelle wird als Funktion der Zeit folgendes gemessen:

- die Aktivität des unter bestimmten experimentellen Bedingungen isolierten Enzyms Thymidinkinase,
- die Konzentration des enzymspezifischen Substrats Thymidin außerhalb der Zelle,
- die Einbaurate des Thymidins oder eines entsprechenden Analogons in die Desoxyribonukleinsäure.

Eine Verringerung der Enzymaktivität würde sich somit wie folgt zu erkennen geben:

- Verminderung der Aktivität des isolierten Enzyms,
- Anstieg der Konzentration des Thymidins außerhalb der Zelle, da dieses nicht mehr abgerufen wird,
- verringerter Einbau des Thymidins in die Desoxyribonukleinsäure, da das Enzym als Schleuse für das Substrat auf dem Weg in die Desoxyribonukleinsäure teilweise geschlossen ist.

Man kann in jedem Experiment die drei Untersuchungen parallel durchführen.

Für diese Untersuchungen wurden Mäusen zu verschiedenen Zeiten nach Ganzkörper-Gammabestrahlung (Caesium-137), die zu wenigen bis zu mehreren Hundert „Blitzen"

pro Zelle führt, Knochenmarkzellen entnommen, um diese auf ihre Aktivität an Thymidinkinase unter wohl definierten Bedingungen zu prüfen. Parallel dazu wurde die Konzentration des extrazellulären Thymidins im Blutserum der Tiere gemessen. Zum dritten wurde die Fähigkeit der intakten Zellen zum Einbau des spezifischen Vorläufers oder seines radioaktiv markierten Analogons 5-Jod-2-Deoxyuridin (^{125}IUdR) in die Desoxyribonukleinsäure untersucht. Die Bilder 11 und 12 zeigen die Ergebnisse der Untersuchungen nach Ganzkörperbestrahlung mit verschiedenen Dosen bis zu 1 Gy. Völlig synchron verläuft die temporäre Hemmung der Thymidinkinase, die Anhebung der Thymidin-Konzentration im zirkulierenden Blutserum und die Verringerung des Vorläufereinbaus in die Desoxyribonukleinsäure (Bild 11). Hierbei ist zu bemerken, daß die drei Effekte etwa vier Stunden nach Bestrahlung maximal ausgeprägt sind und zu dieser Zeit die Dosisabhängigkeit unterschiedlich ist (Bild 12). So ergibt sich für die Thymidinkinase keine Dosisabhängigkeit bei mehr als 0,01 Gy, während eine Dosisabhängigkeit für die beiden anderen Parameter auch über diese Dosis hinaus deutlich ist. Die mikrodosimetrische Analyse zeigte, daß das kritische Volumen für den Effekt eines „Blitzes" die ganze Zelle ist. Hier interessiert die Wirkung kleiner Dosen.

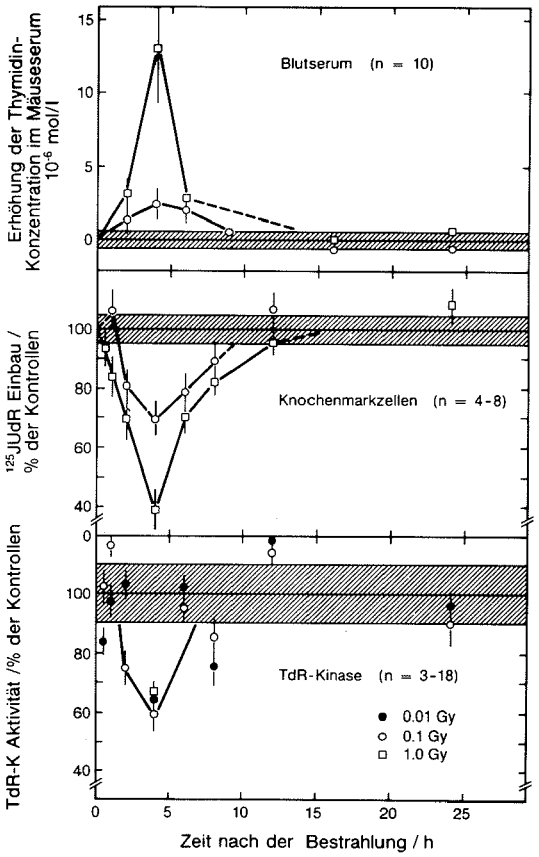


Bild 11: Ergebnisse der Untersuchungen nach Ganzkörperbestrahlung

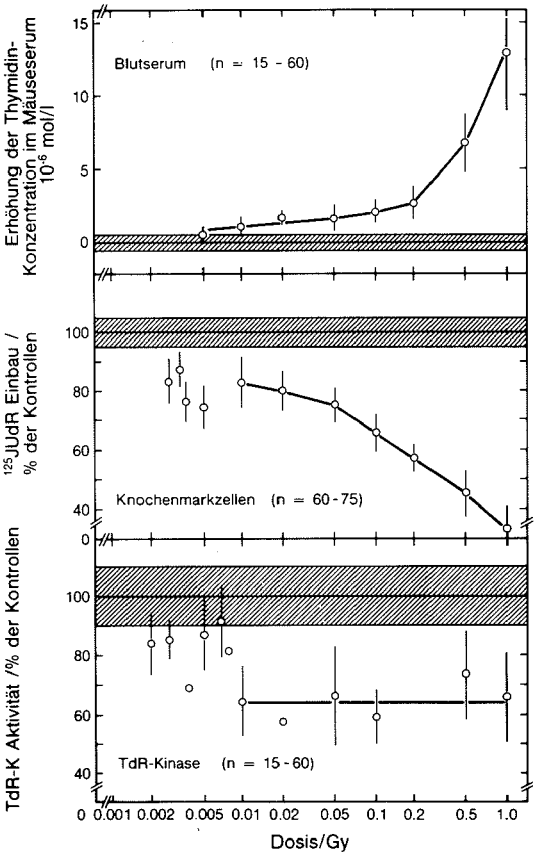


Bild 12: Ergebnisse der Untersuchungen nach Ganzkörperbestrahlung

Nun wurden Experimente entwickelt, deren Protokoll in Bild 13 angegeben ist. Zunächst wurde wie vorher in relativ kurzen Zeitabständen bis zu vier Stunden nach akuter Bestrahlung mit wenigen „Blitzen" pro Zelle den Mäusen Knochenmark entnommen und hier die Aktivität der isolierten Thymidinkinase sowie die Einbaurate des Thymidinanalogons ^{125}IUdR gemessen. Darüber hinaus wurden Mäuse zu verschiedenen Zeiten, bis zu zwölf Stunden nach der ersten Bestrahlung erneut der gleichen Dosis ausgesetzt. Danach wurde zu verschiedenen Zeiten, bis zu vier Stunden, wiederum in den Knochenmarkzellen die Aktivität der Thymidinkinase, die Thymidinkonzentration im Blutserum und die Einbaurate von ^{125}IUdR bestimmt. In den Bildern 14 und 15 ist ein Teil der Daten als Funktion der Zeit nach der zweiten Bestrahlung mit 0,01 Gy oder 0,1 Gy

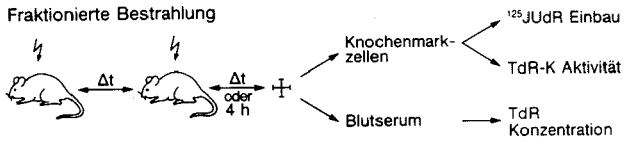


Bild 13: Versuchsprotokoll

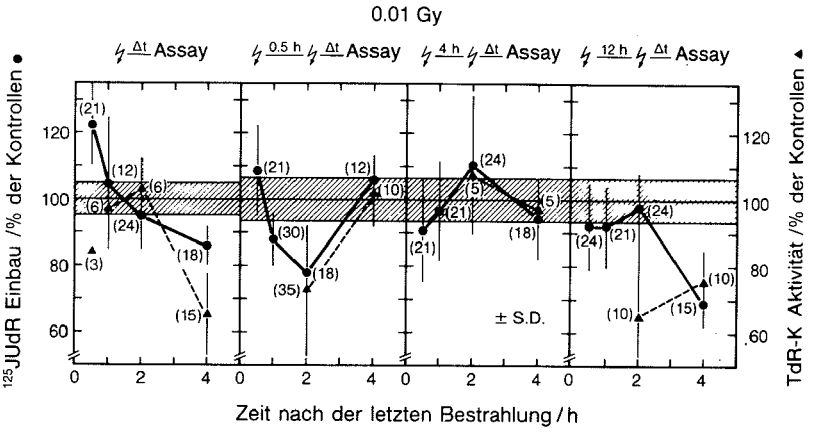


Bild 14: Ergebnisse der Versuche aus Bild 13

angegeben. In Klammern stehen die Zahlen der untersuchten Mäuse pro experimenteller Beobachtung. Für beide Dosen ergeben sich vergleichbare Ergebnisse. Nach der Einmalbestrahlung kommt es erwartungsgemäß zu einem Abfall der Aktivität der Thymidinkinase und des ^{125}IUdR-Einbaus, wobei jedoch nach 0,01 Gy der erste Mittelwert eine halbe Stunde nach Exposition auf etwa 120 % angehoben ist. Wenn nun zwischen den zwei aufeinanderfolgenden Bestrahlungen eine halbe Stunde verstreicht, wird das Minimum der Effekte nach der zweiten Bestrahlung schon innerhalb zwei Stunden erreicht, vier Stunden nach der zweiten Bestrahlung ergeben sich wieder Normalwerte. Bei vierstündigem Abstand zwischen den beiden Bestrahlungen zeigen die Zellen nach der zweiten Bestrahlung gar keine Reaktion mehr, es werden nur noch Normalwerte gemessen. Bei zunehmend mehr als vierstündigem Abstand zwischen den beiden Bestrahlungen kehren die Zellen langsam zur Ausgangsreaktion zurück; sie können dann die physikalischen Veränderungen durch die zweite Bestrahlung offensichtlich nicht mehr in der gleichen Weise abfangen wie um die vierte Stunde nach der ersten Bestrahlung. Mit anderen Worten, die erste Bestrahlung macht die Zellen für mehrere Stunden gegen die zweite Bestrahlung resistent, wodurch somit vorübergehend eine Dosisschwelle für die Aktivitätsänderungen der Thymidinkinase aufgebaut wird.

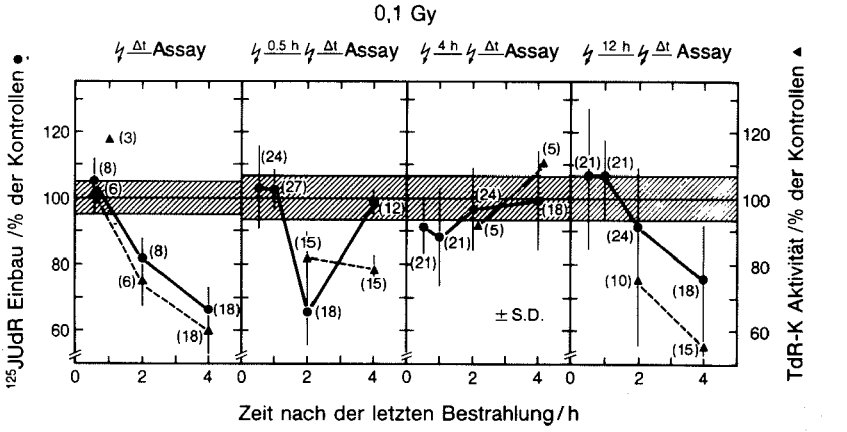


Bild 15: Ergebnisse der Versuche aus Bild 13

Man kann von diesen Daten keine direkten Schlüsse auf die strahleninduzierten Spätefekte, wie Krebsentwicklung, genetische Schäden oder Embryonalschäden ziehen, obwohl das Enzym Thymidinkinase für die Synthese der Desoxyribonukleinsäure essentiell ist. Man muß Thymidinkinase aber auch als Indikator des Zellstoffwechsels in Betracht ziehen. So deuten zahlreiche flankierende Experimente darauf hin, daß die Aktivität der Thymidinkinase zumindest teilweise durch intrazelluläre Radikale verändert wird, wobei eine erhöhte Radikalkonzentration offensichtlich mit einer Enzymhemmung verbunden ist. Andererseits ist auch bekannt, daß Anhebungen der intrazellulären Konzentration von Radikalen die Desoxyribonukleinsäure beeinflussen und auf diesem Wege die Zelle in ihrer Funktion ändern oder gar zur Krebszelle entarten lassen können. Sieht man die Thymidinkinaseaktivität als eine Sonde zur Erfassung der durch Radikale bewirkten biochemischen Veränderungen in der Zelle, ist es der Erörterung wert, ob die hier beschriebene strahleninduzierte temporäre Resistenz der Thymidinkinaseaktivität gegen einzelne „Blitze" eine induzierte Steigerung der Entgiftung der Radikale in der Zelle anzeigt; damit würden entsprechend Schäden an der Desoxyribonukleinsäure und auch zum Beispiel das Krebsrisiko vermindert.

Schlußfolgerung

Die Frage nach gesundheitlichen Schäden von kleinen Strahlendosen bleibt offen. Die Linearität des Risikos später Effekte von hohen Dosen bis hin zur Dosis 0 ist eine Annahme und sollte nicht als eine reale Gegebenheit betrachtet werden. Sie ist nützlich für den Strahlenschutz, kann aber nicht direkt zur Vorhersage von gesundheitlichen Schäden nach Absorption sehr kleiner Dosen benutzt werden.

Die für den Strahlenschutz nützliche lineare Beziehung zwischen Risiko von späten Effekten hin bis zur Dosis 0 dürfte sich je nach dem Bestrahlungsbedingungen im Hinblick auf Dosis und Dosisrate verändern und kann durchaus bei definierten Dosisraten im relativ niedrigen Dosisbereich zur Effektminimierung oder einer Schwelle tendieren, wobei auch Schutzeffekte durch kleine Strahlendosen in Betracht zu ziehen sind.

Schrifttum

[1] Bond, V.P., und L.E. Feinendegen: Intranuclear 3-H Thymidine; Dosimetric, Radiobiological and Radiation Protection Aspects. Health Phys. 12, 1007-1020 (1966)

[2] Feinendegen, L.E.: Das Strahlenrisiko bei Kernreaktoren und radioaktivem Müll. Öff.Gesundh.-Wesen 39, 584–598 (1977)

[3] Feinendegen, L.E., und E.P. Gronkite: Effect of Microdistribution of Radionuclides on Recommended Limits in Radiation Protection, a Model. Current Topics in Rad.Res.Quarterly 2, 83–99 (1977)

[4] Microdosimetry. International Commission on Radiation Units and Measurements, ICRU Report 36, Bethesda, Maryland, USA (1983)

[5] Feinendegen, L.E. et al.: Acute and Temporay Inhibition of Thymidine Kinase in Mouse Bone Marow Cells After Low-dose Exposure. Int. J. Radiat. Biol. 45, 205–215 (1984)

[6] Feinendegen, L.E., J. Booz, V.P. Bond und C.A. Sondhaus: Microdosimetroc Approach to the Analys of Cell Responses at Bow Dose and Low Dose Rate. In: Radiation Protection Dosimetry 13, 299–306 (1985)

[7] Feinendegen, L.E.; Bond, V.P.; Sondhaus, C.A.: The Critical Cell Concept and its Application in the Assessment of Effects from Different Dose Rates and Different Radiation Qualities. In: Hematopoietic cellular proliferation – An International Conference in Honor of Eugene P. Cronkite, Hrsg. V.P. Bond, P. Chandra, K.R. Rai, Ann. N.Y. Academy of Sciences 459, 211–220 (1985)

[8] Feinendegen, L.E., A. Feldmann, E. Münch und M. Paschke: Strahlenschutz – Radioaktivität und Gesundheit. Hrsg. Bayerisches Staatsministerium für Landesentwicklung und Umweltfragen, München (1985)

[9] Wirkung nach pränataler Bestrahlung. Veröffentlichungen der Strahlenschutzkommission, Heft 2, Hrsg. Bundesminister des Innern, Stuttgart (1985)

[10] Feinendegen, L.E.: Mensch und Strahlung. In: Zeugen des Wissens, Hrsg. H. Maier-Leibnitz, v. Hase & Koehler Verlag Mainz, 555–609 (1986)

Einführung

Von A. Birkhofer[1])

In den Vortragsthemen des diesjährigen Fachgespräches spiegeln sich wesentliche Aufgaben der GRS im Jahr 1986 wider. Sie betreffen hauptsächlich die in die Endphase getretenen Analysen zur Phase B der Deutschen Risikostudie und die Analyse des Tschernobyl-Unfalls.

Die GRS war gleich nach Bekanntwerden des Tschernobyl-Unfalls intensiv mit den Geschehnissen befaßt und hat sich frühzeitig um eine vorurteilsfreie Aufklärung und Information der Öffentlichkeit und eine Wertung der zu ziehenden Schlußfolgerungen bemüht.

Mitarbeiter der GRS haben seit dem Unfall über 100 Vorträge gehalten und an Podiumsdiskussionen mitgewirkt, um eine fundierte sachliche Information zu geben. In weit mehr als 300 Interviews wurden Rundfunk, Fernsehen und Zeitungen unterrichtet.

Von dem im Juni von der GRS herausgegebenen Bericht zum Unfall in Tschernobyl wurden 50 000 Exemplare gedruckt und verteilt.

Dieser erste Bericht mußte noch auf vielen Annahmen aufbauen. Erst bei der Expertenkonferenz der IAEO in Wien Ende August, also vier Monate nach dem Unfall, haben die Sowjets eine dann allerdings umfassende Information des Unfallhergangs und seiner Auswirkungen geliefert.

Eine detaillierte Darstellung der Hintergründe des Unfallablaufs zeigt gleich der erste Beitrag von K. Kotthoff und U. Erven.

Die GRS wird in den nächsten Tagen einen zweiten Tschernobyl-Bericht veröffentlichen, der den gegenwärtigen Stand der Informationen und Kenntnisse wiedergibt.

Durch Tschernobyl hat erneut eine heftige öffentliche Diskussion um die Sicherheit auch der deutschen Kernkraftwerke eingesetzt. Eine prompt-überkritische Leistungsexkursion, wie sie im Tschernobyl-Reaktor ablief, ist aufgrund der völlig anderen physikalischen Auslegung des Reaktorkerns westlicher Leichtwasserreaktoren ausgeschlossen. Die Auslegung westlicher Reaktoren beruht auf Erkenntnissen, die bereits vor mehr als 20 Jahren gewonnen wurden und die sich auch in den günstigen inhärenten Sicherheitseigenschaften ausdrücken.

Das Sicherheitskonzept von Kernkraftwerken und die hohen Sicherheitsanforderungen in der Bundesrepublik sind durch den Unfall nicht in Frage gestellt worden. Trotzdem ist es sinnvoll und angemessen zu fragen, welche Folgerungen sich aus den Ereignissen von Tschernobyl für unsere Anlagen ergeben.

Im Sinne einer Weiterentwicklung unserer Sicherheitsmaßnahmen ist auf der Grundlage unserer Betriebserfahrungen und der Ergebnisse der Sicherheitsforschung immer wieder zu prüfen, wie die Wahrscheinlichkeit von Unfällen noch weiter herabgesetzt werden kann.

---

[1]) Professor Dr. Dr.-Ing. E.h. Adolf Birkhofer, Geschäftsführer der Gesellschaft für Reaktorsicherheit (GRS) mbH, Köln

Bei den Unfallanalysen ist im Sinne eines anlageninternen Notfallschutzes zu prüfen, welche zusätzlichen technischen Maßnahmen vernünftig sind, um Schadensfolgen zu mindern und auf die Anlage selbst zu begrenzen. Dabei können im Sinne eines Accident Managements vorhandene betriebliche und sicherheitstechnische Systeme flexibel eingesetzt werden.

Der präventive Schutz zur Verhinderung von Störfällen muß jedoch nach wie vor Vorrang vor Maßnahmen zur Schadenseindämmung haben.

Für beide Bereiche sind probabilistische Sicherheitsanalysen von großem Nutzen.

Stärker vielleicht als in den allerersten, frühen Risikostudien, konzentrieren sich Risikountersuchungen heute hauptsächlich auf die Beurteilung der anlagentechnischen Sicherheit, das heißt die Identifizierung möglicher Schwachstellen und damit die weitere Verbesserung der sicherheitstechnischen Auslegung.

Risikostudien haben besonders die Aufgabe, bei der Betrachtung von extremen Situationen, Maßnahmen zu definieren und ihre Wirksamkeit zu bewerten, die dann zum Tragen kommen, wenn die Mindestverfügbarkeit von Sicherheitssystemen im Schadensfall nicht mehr gegeben ist.

Stand der Analysen des Tschernobyl-Unfalls

Von K. Kotthoff und U. Erven[1])

Kurzfassung

Am Standort Tschernobyl befanden sich vier Reaktorblöcke in Betrieb; zwei weitere sind in Bau. Es handelt sich um graphitmoderierte Siedewasser-Druckröhren-Reaktoren mit einer elektrischen Leistung von jeweils 1000 MW (RBMK-1000). Die Blöcke 1 und 2 sind in den Jahren 1977 und 1978 in Betrieb gegangen, die Blöcke 3 und 4 in den Jahren 1982 und 1983. Der Unfall in Block 4 war auf erhebliche Schwächen in der sicherheitstechnischen Auslegung des RBMK-Reaktors in Verbindung mit gravierenden Fehlhandlungen des Betriebspersonals zurückzuführen. Eine wichtige Ursache für die Leistungsexkursion war der positive Dampfblasenkoeffizient, der bei gewissen Betriebszuständen zu einer prompten Überkritikalität führen kann. Die aus dem schweren Unfall in Tschernobyl vorliegenden Erkenntnisse ergeben keinen Anlaß für eine Neubewertung der Sicherheitsbeurteilung der Kernkraftwerke in der Bundesrepublik Deutschland.

Abstract

At the Chernobyl site, there were four reactor units in operation; another two of them are under construction. The electrical power of these graphite-moderated pressure tube type boiling water reactors amounts to 1000 MW for each one. Units 1 and 2 went into operation in 1977 and 1978, whereas units 3 and 4 are in operation since 1982 and 1983, respectively. Unit 4 was damaged on April 26, 1986 by an extreme power surge which occurred when the reactor became prompt critical. The accident was caused by remarkable shortcomings with regard to the design. The major contributor to the power excursion was the positive void coefficient of reactivity which may result – under certain operating conditions – in a sudden prompt criticality. Moreover, serious human errors of the shift personnel contributed significantly to the accident. The findings resulting from the accident in Chernobyl would not change the assessment of the safety status of nuclear power plants in the Federal Republic of Germany.

Einführung

Am 26. April 1986 ereignete sich im Block 4 des Kernkraftwerkes Tschernobyl ein Unfall. Dies war der schwerste Unfall bei der friedlichen Nutzung der Kernenergie. In den ersten Monaten wurde nur wenig über den Ereignisablauf bekannt. Ende August fand bei der IAEA in Wien eine Expertentagung statt, auf der die Sowjetunion ausführliche Informationen zur betroffenen Anlage und zum Unfall gab. Zusammen mit Rechnungen und Überlegungen, die in der GRS durchgeführt bzw. angestellt wurden, sind die Ursache und der Ablauf damit weitgehend geklärt und nachvollziehbar.

Im folgenden soll ein Überblick über den letzten Kenntnisstand gegeben werden. Die Ausführungen konzentrieren sich auf die wesentlichen Aspekte, die zu dem Unfall geführt haben und auf eine Bewertung im Hinblick auf deutsche Leichtwasserreaktoren. Auf die Anlagentechnik wird nur dort eingegangen, wo dies zum Verständnis des Ereignisses erforderlich ist.

---

[1]) Dr. Klaus Kotthoff und Dipl.-Ing. Ulrich Erven, Gesellschaft für Reaktorsicherheit (GRS) mbH, Köln

Anlagentechnik

Die RBMK-Reaktoren arbeiten nach dem Siedewasserprinzip. Kühlmittel und Moderator sind bei diesen Reaktoren getrennt. Als Kühlmittel kommt Wasser und als Moderator Graphit zum Einsatz.

Reaktorkern und Reaktorkühlkreislauf

Der Reaktorkern ist im wesentlichen aus Graphitblöcken aufgebaut. Der Brennstoff befindet sich in über 1600 Druckrohren, die in senkrechten Bohrungen des Graphits angeordnet sind. Jedes Druckrohr enthält zwei Brennelementbündel. Daneben gibt es im Graphit weitere Bohrungen für die Führungsrohre der Absorberstäbe.

Der Reaktorkühlkreis ist in Bild 1 dargestellt. Bezüglich der Kühlung ist der Kern in zwei praktisch voneinander unabhängige Hälften aufgeteilt. Jede der beiden Hauptkühlmittelschleifen besitzt vier Hauptkühlmittelpumpen, von denen bei Nennleistung drei laufen und eine in Reserve steht. Die Hauptkühlmittelpumpen fördern das Kühlmittel von unten in die einzelnen Druckrohre. Bei Durchströmen der Druckrohre wird das Kühlmittel teilweise verdampft. Das Wasser-Dampf-Gemisch wird über getrennte Leitungen von den Druckrohren in die zwei Dampfseparatoren pro Hauptkühlmittelschleife geführt. Der Wasseranteil gelangt von den Dampfseparatoren zu den Hauptkühlmittelpumpen und wird erneut in den Reaktorkern gefördert.

Der Dampf wird über die Frischdampfleitungen den beiden Turbosätzen des Reaktors zugeführt. Das Kondensat aus den Turbinenkondensatoren wird mit den Kondensat- und den Speisewasserpumpen zurück in die Dampfseparatoren gefördert. Von dort gelangt es wieder in den Reaktorkühlkreislauf.

Reaktivitätsverhalten

Das Reaktivitätsverhalten des RBMK-Reaktors wird im wesentlichen durch die Rückwirkung über die Brennstofftemperatur, beschrieben durch den Dopplerkoeffizienten, und den Einfluß des Kühlmediums, beschrieben durch den Dampfblasenkoeffizienten, bestimmt. Die Dopplerrückwirkung ist immer negativ, das heißt, sie wirkt Leistungssteigerungen entgegen. Der Dampfblasenkoeffizient ist beim RBMK-Reaktor im Gegensatz zu anderen Leichtwasserreaktoren über weite Betriebsbereiche positiv. In Bild 2 ist der Einfluß eines positiven Dampfblasenkoeffizienten auf das dynamische Verhalten eines Reaktors dargestellt. Das Bild gibt den Zusammenhang zwischen dem Dampfblasengehalt

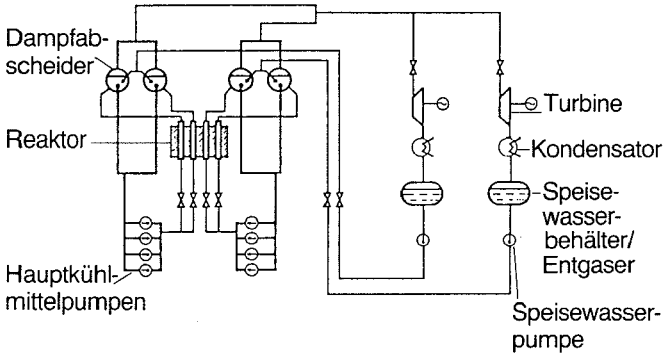


Bild 1: Reaktorkühlkreislauf und Wasser-Dampf-Kreislauf

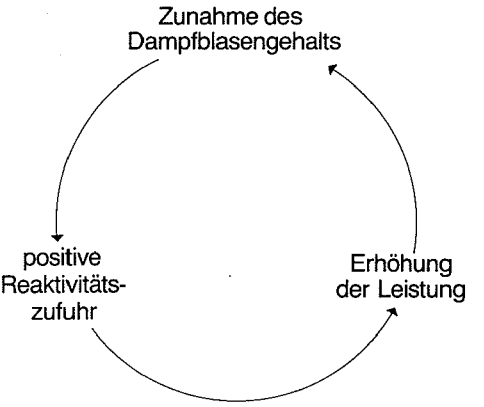


Bild 2: Einfluß eines positiven Dampfblasenkoeffizienten

des Kühlmittels, der Reaktivität und der Leistung wieder. Wird die Leistung aus irgend einem Grund erhöht, so führt dies zu einer Zunahme des Dampfblasengehalts. Eine Zunahme des Dampfblasengehalts bewirkt eine Reaktivitätszufuhr, die ihrerseits zu einer weiteren Erhöhung der Leistung führt. Ein positiver Dampfblasenkoeffizient bewirkt also prinzipiell ein instabiles Verhalten des Reaktors. Eine Stabilisierung wird durch negative Reaktivitätsbeiträge, wie die Dopplerrückwirkung, und durch ein häufiges Eingreifen der Regelsysteme erreicht. Aufgrund seiner konstruktiven Gegebenheiten ist beim RBMK-Reaktor der Einfluß des positiven Dampfblasenkoeffizienten bei geringer Reaktorleistung, das heißt im Teillastbereich, besonders groß.

Bild 3 zeigt an einem Beispiel den Einfluß des Dampfblasenkoeffizienten bei Störungen und Störfällen. Ausgangspunkt der der Darstellung zugrundeliegenden Rechnung war ein Reaktorzustand, wie er vor dem Unfall in Tschernobyl vorlag (Leistung 7 % und Dampfblasenkoeffizient + 3 · 10^{-4}/Vol.-%). Als Störung wurde das Auslaufen aller Hauptkühlmittelpumpen angenommen. Durch das Auslaufen der Hauptkühlmittelpumpen

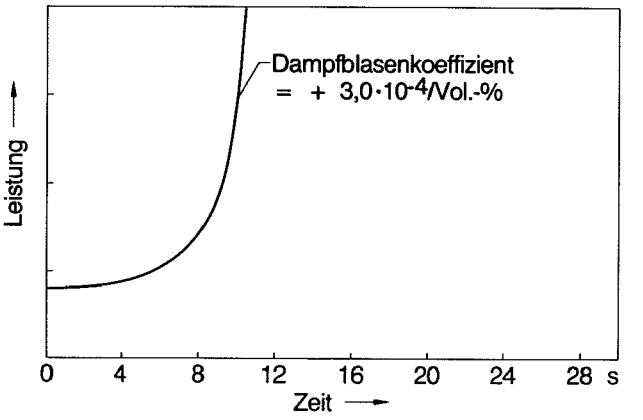


Bild 3: Reaktorleistung beim Auslaufen der Hauptkühlmittelpumpe bei positivem Dampfblasenkoeffizienten

reduziert sich der Durchsatz im Reaktorkern und der Dampfblasengehalt beginnt zu steigen. Die Leistung steigt zunächst langsam und dann immer schneller an, bis es zu einer Leistungsexkursion kommt. Da allein der Einfluß des Dampfblasenkoeffizienten gezeigt werden sollte, wurden Gegenmaßnahmen des Reaktorschutzsystems nicht berücksichtigt. Die Rechnung macht deutlich, wie wichtig beim RBMK-Reaktor ein schnell wirksames Abschaltsystem ist.

Regelung und Abschaltung

Das Regel- und Abschaltsystem der Anlage Tschernobyl 4 besitzt insgesamt 211 Absorberstäbe, die in speziellen mit Wasser gekühlten Rohren im Reaktorkern geführt werden.

Die Absorberstäbe werden durch elektrische Servomotoren angetrieben. Es gibt insgesamt 187 Stäbe, die von oben in den Kern einfahren und über die volle Kernhöhe wirksam werden können. Die restlichen 24 Stäbe, die nur über die halbe Kernhöhe wirksam werden können, fahren von unten in den Kern ein. Von den 187 Stäben voller Länge dienen 163 zur Einstellung der Leistungsdichteverteilung im Reaktorkern. Sie werden dazu entsprechend von Hand verfahren.

Für die automatische Regelung der Reaktorleistung sind zwei Regelungen vorgesehen. Jede dieser beiden Regelungen wirkt auf 12 Regelstäbe.

Die sogenannte lokale Regelung arbeitet im Leistungsbereich zwischen 20 und 100 %. Sie besitzt Unterregelungen, mit denen es zusätzlich möglich ist, die Leistungsverteilung in Umfangsrichtung des Reaktorkerns zu regulieren.

Die sogenannte globale Regelung arbeitet symmetrisch. Sie ist für den gesamten Leistungsbereich ausgelegt. Normalerweise kommt sie nur bei geringen Leistungen zum Einsatz und steht bei höheren Leistungen in Reserve.

Die Stäbe halber Länge dienen lediglich zur Feinregulierung des axialen Leistungsprofils des Reaktors.

Für eine automatische Abschaltung des Reaktors durch das Reaktorschutzsystem werden die 187 Stäbe voller Länge benutzt. Wird eine Abschaltung durch das Reaktorschutzsystem ausgelöst, werden diese Stäbe mit einer Geschwindigkeit von 40 cm/s in den Reaktorkern eingefahren.

Der Reaktorkern hat relativ große Abmessungen. Er hat einen Durchmesser von 12 m und eine Höhe von 7 m. Sind die Regelstäbe voll aus dem Reaktorkern ausgefahren, so dauert es bei einer Reaktorabschaltung eine gewisse Zeit, bis die Regelstäbe Bereiche höheren Neutronenflusses erreichen. Das bedeutet, die Reaktorabschaltung würde in einem solchen Fall erst mit einer Zeitverzögerung wirksam. Um eine schnelle Wirksamkeit des Abschaltsystems zu gewährleisten, besteht deshalb die Vorschrift, daß immer eine gewisse Anzahl von Stäben in Bereichen großen Neutronenflusses stehen muß. Der Reaktor muß also über den gesamten Betriebszyklus stets eine bestimmte Überschußreaktivität besitzen, die durch Einfahren der entsprechenden Steuerstäbe ausgeglichen wird. Diese Überschußreaktivität muß zusätzlich zu derjenigen vorhanden sein, die man benötigt, um den Abbrand über den Betriebszyklus auszugleichen. In den sowjetischen Berichten wird die Überschußreaktivität in einer Anzahl von effektiven Regelstäben angegeben. Das Unterschreiten einer Überschußreaktivität von 30 Stäben ist nur unter ganz bestimmten Bedingungen zulässig. Wird eine Überschußreaktivität von 15 Stäben unterschritten, so ist eine sofortige Abschaltung des Reaktors vorgeschrieben.

Sicherheitssysteme

Die Sicherheitssysteme, zum Beispiel das Notkühlsystem oder die Notstromversorgung, sind aus drei Strängen aufgebaut, von denen jeder 50 % der erforderlichen Kapazität

besitzt. Im Zusammenhang mit den Sicherheitssystemen sollen lediglich zwei Punkte näher erläutert werden, die für den Unfall von Bedeutung waren:

- Zur schnellen Einspeisung von Wasser in den Reaktorkern bei Kühlmittelverluststörfällen besitzt das sonst dreisträngige Notkühlsystem nur zwei Redundanzen von Druckspeichern. Als dritte Redundanz werden hier die Speisewasserpumpen herangezogen, die zu diesem Zweck auf das Notkühlsystem geschaltet werden können.

  In der Auslegung der RBMK-Reaktoren wird gefordert, daß ein Kühlmittelverluststörfall auch bei gleichzeitigem Ausfall der Eigenbedarfsversorgung (Notstromfall) beherrscht werden muß. Die Energieversorgung der Speisewasserpumpen erfolgt in einem solchen Fall durch die auslaufenden Turbosätze. Die Generatoren der Turbosätze sind hierzu mit speziellen Erregerschaltungen ausgerüstet.

- Bestimmte Sicherheitsfunktionen sind bei den RBMK-Reaktoren ausschließlich dem Betriebspersonal vorbehalten. Die entsprechenden Maßnahmen werden durch Betriebsvorschriften festgelegt; eine technische Absicherung gibt es hier nicht. Zwei wichtige Beispiele sind die folgenden:

  Wie bereits ausgeführt, muß der Reaktor immer eine bestimmte Überschußreaktivität besitzen, um eine ausreichende Wirksamkeit des Abschaltsystems zu gewährleisten. Die Einhaltung dieser Bedingung hat der Operateur zu überwachen. Wird die minimal zulässige Überschußreaktivität unterschritten, so muß der Operateur sofort von Hand eine Abschaltung des Reaktors durchführen.

  Bei geringen Leistungen ist das neutronenphysikalische und thermohydraulische Verhalten des Reaktors sehr instabil. Deshalb besteht die Betriebsvorschrift, daß ein Leistungsbetrieb unterhalb von 700 MW thermisch, entsprechend etwa 22 % Reaktorleistung, verboten ist. Fällt die Reaktorleistung während des Betriebs aus irgend einem Grund unter diese Grenze, muß die Betriebsmannschaft den Reaktor sofort abschalten.

Ereignisablauf

Der Block 4 des Kernkraftwerkes Tschernobyl sollte im Verlauf des 25. April 1986 zur jährlichen Revision abgefahren werden. Im Rahmen des Abfahrens war ein Versuch an einem der beiden Turbogeneratoren vorgesehen. Bei dem Versuch sollte die spezielle Erregerschaltung der Turbogeneratoren, die die Energieversorgung der Speisewasserpumpen bei einem Kühlmittelverluststörfall mit gleichzeitigem Ausfall der Eigenbedarfsversorgung sicherstellen, erprobt werden.

Bei einem ähnlichen Versuch ein Jahr zuvor hatte sich gezeigt, daß die Spannung an den Turbogeneratoren zu schnell abfiel. Deshalb war die Erregerschaltung ertüchtigt worden. Der neuerliche Versuch sollte das auslegungsgemäße Verhalten nachweisen. Im einzelnen waren folgende Randbedingungen für den Versuch vorgesehen:

- Der Versuch sollte bei einer Reaktorleistung von 700 bis 1 000 MW thermisch (20 bis 30 %) erfolgen.
- Für den Versuch war vorgesehen, das Notkühlsystem freizuschalten. Hierauf wird nicht weiter eingegangen, da es für den weiteren Ablauf ohne Bedeutung war.
- Der Versuch sollte durch Schnellabschaltung des in Betrieb befindlichen Turbosatzes eingeleitet werden. Entsprechend der Auslegung ist hiermit eine automatische Reaktorabschaltung verbunden.
- Es war geplant, die elektrische Belastung des Turbosatzes durch vier Hauptkühlmittelpumpen zu simulieren, die mit dem Turbosatz auslaufen sollten.
- Die übrigen vier Hauptkühlmittelpumpen, zwei in jeder Hauptkühlmittelschleife, sollten durchlaufen. Da normalerweise in jeder Hauptkühlmittelschleife nur drei

Pumpen laufen, war es erforderlich, vor dem Versuch die zwei Reservepumpen zuzuschalten.

– Der Versuch wurde als rein konventioneller Versuch betrachtet. Auswirkungen auf den nuklearen Teil der Anlage wurden nicht erwartet. Deshalb waren auch keine besonderen Sicherheitsmaßnahmen getroffen worden.

Bild 4 gibt einen Überblick über die Reaktorleistung vom Beginn des Abfahrens bis hin zum Unfall. Auf der Ordinate ist die thermische Leistung des Reaktors aufgetragen. 3200 MW thermisch entsprechen 100 % Reaktorleistung.

Das Abfahren der Anlage wurde am 25. April 1986 um 1.00 Uhr nachts begonnen. Gegen 13.00 Uhr war eine Reaktorleistung von 50 % erreicht. Bei dieser Leistung wurde einer der beiden Turbosätze außer Betrieb genommen. Außerdem wurden weitere Schalthandlungen als Vorbereitung auf den Versuch durchgeführt. Gegen 14.00 Uhr sollte die Reaktorleistung weiter abgesenkt werden. Dies erfolgte nicht, da auf Anweisung des Lastverteilers in Kiew für weitere neun Stunden Energie in das Netz eingespeist werden mußte.

Erst um 23.10 Uhr konnte die weitere Absenkung der Leistung auf den für den Versuch vorgesehenen Zielwert fortgesetzt werden. Gegen 0.28 Uhr am 26. April 1986 war eine Leistung von etwa 1000 MW thermisch erreicht. Bis zu diesem Zeitpunkt, etwa eine Stunde vor dem Unfall, befand sich die Anlage in einem normalen Zustand.

Entsprechend den Betriebsvorschriften schaltete der Operateur von der lokalen Leistungsregelung auf die globale Leistungsregelung um. Dabei unterlief ihm ein Fehler. Vermutlich wurde der Sollwertabgleich der beiden Regelungen nicht korrekt durchgeführt. Als Folge fiel die Reaktorleistung bis auf einen Wert von 30 MW thermisch, entsprechend etwa 1 % der Nennleistung. Der starke Abfall der Reaktorleistung ging unter anderem auf den positiven Dampfblasenkoeffizienten und den Xenonaufbau, der in der Zwischenzeit

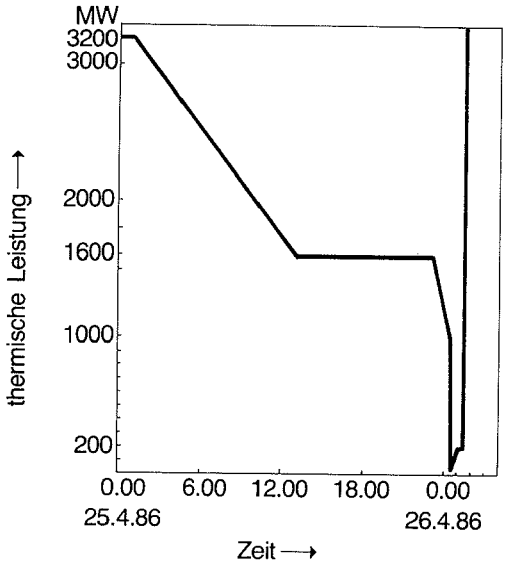


Bild 4: Zeitlicher Verlauf der Reaktorleistung

Tafel 1: Anlagenzustand vor Auslösen des Versuchs

	Tatsächlicher Zustand	Vorgesehener Zustand
Betriebliche Überschußreaktivität	6...8 Stäbe	30 Stäbe (min. 15)
Reaktorleistung	7 %	20–30 %
Kerndurchsatz (bezogen auf Nenndurchsatz)	110...115 %	nicht bekannt
Dampfblasenkoeffizient	$3 \cdot 10^{-4}$/Vol.-%	$2 \cdot 10^{-4}$/Vol.-%
RESA-Anregungen	Teilweise blockiert	Alle scharf

erfolgt war, zurück. Entsprechend den Betriebsvorschriften hätte der Reaktor abgeschaltet und der Versuch abgebrochen werden müssen.

Die Mannschaft setzte sich über diese zwingende Vorschrift hinweg. Sie versuchte die Leistung des Reaktors wieder anzuheben und die Randbedingungen für den Versuch zu schaffen. Dabei wurden erneut Betriebsvorschriften übertreten. Da sich der Reaktor im Verlauf dieser Maßnahmen sehr instabil verhielt, wurden darüber hinaus Reaktorschutzsignale blockiert, um eine vorzeitige automatische Abschaltung des Reaktors zu verhindern.

Tafel 1 zeigt den Zustand des Reaktors unmittelbar vor Einleitung des Versuchs. Zum Vergleich ist auch der Zustand angegeben, wie er nach Testprogramm hätte vorliegen sollen.

Um die Reaktorleistung nach dem starken Abfall auf etwa 1 % wieder anheben zu können, mußte die Betriebsmannschaft praktisch alle Stäbe aus den wirksamen Bereichen ausfahren. Trotzdem gelang es lediglich, eine Leistung von 7 % (200 MW thermisch) zu erreichen. Dieser Wert lag weit unter dem vorgesehenen Zielwert von 20 % bis 30 %. Die betriebliche Überschußreaktivität betrug nur noch sechs bis acht Stäbe und lag damit um mehr als die Hälfte unter dem minimal zulässigen Wert. Nach Betriebsvorschriften hätte auch aus diesem Grund eine sofortige Abschaltung des Reaktors vorgenommen werden müssen.

Entsprechend dem Versuchsprogramm waren die beiden Reservehauptkühlmittelpumpen zugeschaltet worden. Dadurch betrug der Kerndurchsatz 110 bis 115 %. Der hohe Kerndurchsatz in Verbindung mit der geringen Reaktorleistung bewirkte einen sehr geringen Dampfblasengehalt im Reaktorkern und einen Anstieg der Kühlmitteleintrittstemperatur. Eine geringe Erhöhung der Reaktorleistung kann unter diesen Bedingungen zu einem starken Anstieg des Dampfblasengehalts und damit zu einer weiteren starken Leistungssteigerung führen.

Der Dampfblasenkoeffizient hängt von verschiedenen Parametern ab. Unter anderm wird er durch die Stellung der Steuerstäbe im Reaktorkern beeinflußt. Bei dem zu diesem Zeitpunkt weitgehend stabfreien Kern lag er um 50 % über dem normalen Wert. Dadurch wurde die Instabilität des Reaktors weiter gesteigert.

Entsprechend dem Versuchsprogramm sollten alle Anregesignale für die automatische Reaktorabschaltung wirksam sein. Wie bereits ausgeführt, hatte die Betriebsmannschaft während des Wiederanhebens der Reaktorleistung einige Kriterien unwirksam gemacht. Unmittelbar vor Einleitung des Versuchs wurde ein weiteres Kriterium blockiert, nämlich die Reaktorabschaltung, die bei Abschaltung des zweiten Turbosatzes erfolgt. Damit wollte sich die Betriebsmannschaft die Möglichkeit offen halten, den Versuch gegebenenfalls wiederholen zu können. Wäre dieses Abschaltkriterium nicht geblockt worden, so hätte sich der Unfall nicht ereignet.

Insgesamt befand sich der Reaktor unmittelbar vor Auslösung des Versuchs in einem extrem ungünstigen Zustand.

Bild 5 zeigt den zeitlichen Verlauf der Reaktorleistung von der Einleitung des Versuchs bis hin zum Unfall. Diese Periode umfaßt einen Zeitbereich von etwa 40 Sekunden.

Um 1.00 Uhr 23 Minuten und 4 Sekunden wurde der Turbosatz abgeschaltet. Damit liefen vier der acht Hauptkühlmittelpumpen aus. Die Verringerung des Kühlmitteldurchsatzes durch den Reaktorkern führte zu einer Zunahme des Dampfblasengehalts und damit zu einer Zufuhr positiver Reaktivität. Dies konnte zunächst durch die automatische Regelung zumindest teilweise kompensiert werden, so daß die Reaktorleistung nur langsam anstieg.

Um 1.00 Uhr 23 Minuten und 40 Sekunden war die Reaktorleistung von ihrem Ausgangswert von etwa 7 % auf einen Wert von 10 bis 11 % angestiegen. Zu diesem Zeitpunkt wurde von Hand eine Reaktorabschaltung ausgelöst. Die Reaktorabschaltung wurde aber nicht mehr wirksam. Bereits wenige Sekunden später kam es zu einer Leistungsexkursion. Nachträgliche Analysen sowjetischer Experten ergeben eine Leistungsspitze von etwa dem 100fachen des Nennwertes.

Bild 6 macht deutlich, warum die Absorberstäbe bei der Abschaltung des Reaktors nicht mehr wirksam werden konnten. Das Bild zeigt in stark schematisierter Form die Neutronenflußverteilung über die Kernhöhe sowie die Stellung der einzelnen Steuerstäbe.

Zu dem Zeitpunkt, als die Reaktorabschaltung ausgelöst wurde, waren zwölf Regelstäbe weitgehend in den Kern eingefahren: Eine Gruppe mit vier Stäben befand sich bereits vollständig im Kern, die anderen beiden Gruppen waren zu 80 % eingefahren. Betrachtet man die Neutronenflußverteilung, so sieht man, daß diese Stäbe bei der Reaktorabschaltung praktisch keine Wirksamkeit mehr besessen haben.

Die übrigen 175 Steuerstäbe, die für die Abschaltung des Reaktors herangezogen werden, waren vollständig aus dem Kern ausgefahren. Nach Auskunft sowjetischer Experten benötigten sie etwa sechs Sekunden, um in Bereiche höheren Neutronenflusses vorzustoßen. Da sich die Exkursion bereits 3 bis 4 Sekunden nach Auslösung der Abschaltung ereignete, konnten sie den Bereich, in dem sie wirksam werden, nicht mehr erreichen.

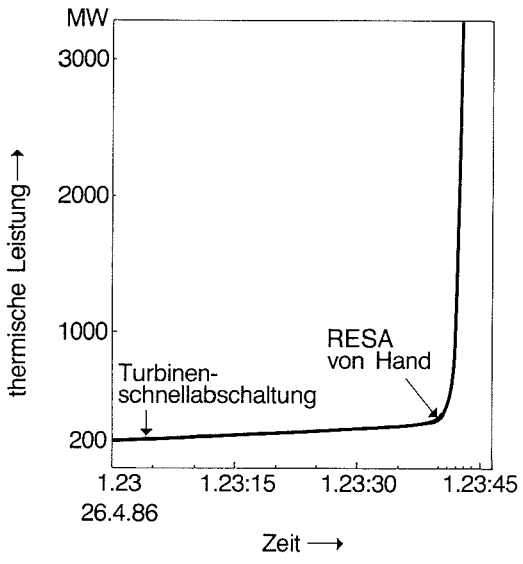


Bild 5: Zeitlicher Verlauf der Reaktorleistung (Ausschnitt 2)

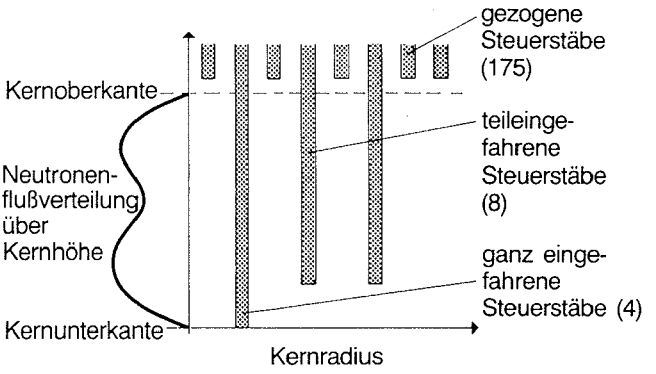


Bild 6: Neutronenflußverteilung und Steuerstababstellung bei Auslösung der Handabschaltung

Auswirkungen des Unfalls

Die Leistungsexkursion führte dem Brennstoff im Sekundenbereich eine sehr hohe Energie zu. Dadurch kam es in Teilen des Reaktorkerns zur Zerstörung der Brennstäbe und zur Fragmentierung des Brennstoffs. Der feinfragmentierte Brennstoff mischte sich mit dem umgebenden Kühlmittel und verdampfte dieses in kürzester Zeit. Der rasche Druckaufbau führte zur Zerstörung von Druckrohren und im weiteren zur Zerstörung des Behälters um den Reaktorkern. Dabei wurde die obere etwa 1000 t schwere Kernplatte in eine senkrechte Position gebracht. Mit dem Anheben der Kernplatte sind alle noch intakten Druckrohre und die Leitungen zu den Dampfseparatoren abgerissen worden. Nach Berichten von Augenzeugen kam es innerhalb weniger Sekunden zu zwei explosionsartigen Vorgängen, bei denen der obere Bereich des Reaktorgebäudes stark zerstört wurde und Kernmaterialien sowie glühende Teile aus dem Reaktorgebäude ausgeschleudert wurden.

Durch die ausgeschleuderten Teile, Kurzschlüsse und Versagen von ölführenden Leitungen kam es zu mehr als 30 Bränden. Die Brände konnten unter enormem Einsatz der Feuerwehrkräfte innerhalb von 3 1/2 Stunden gelöscht werden.

Der Block 3 des Kernkraftwerks Tschernobyl wurde erst 3 1/2 Stunden nach dem Unglück abgeschaltet. Die Abschaltung der Blöcke 1 und 2 erfolgte erst nach einem Tag.

Im Verlaufe des Unfalls wurden insgesamt 50 MCi an Edelgasen und weitere 50 MCi an sonstigen radioaktiven Spaltprodukten freigesetzt. Dies entspricht etwa 3 bis 4 % des Kerninventars.

Das Unglück forderte bis heute 31 Tote. Mehr als die Hälfte davon sind Feuerwehrleute, die bei der Brandbekämpfung eingesetzt wurden. In der Umgebung der Anlage mußten insgesamt 135000 Menschen evakuiert werden. Das Unglück führte zu großflächigen Kontaminationen.

Von sowjetischen Experten wurde eine Reihe von Messungen durchgeführt, um die Lage des zerstörten Kerns zu bestimmen. Die Messungen haben ergeben, daß sich der größte Teil des Kerns in dem Raumbereich unterhalb der ursprünglichen Kernanordnung befindet. Die Decken oberhalb der Kondensationskammern wurden nicht durchschmolzen (Bild 7). Geringe Anteile des Brennstoffs befinden sich noch innerhalb des eigentlichen Kernbereichs und im Bereich der oberen horizontalen Leitungen zu den Dampfabscheidern.

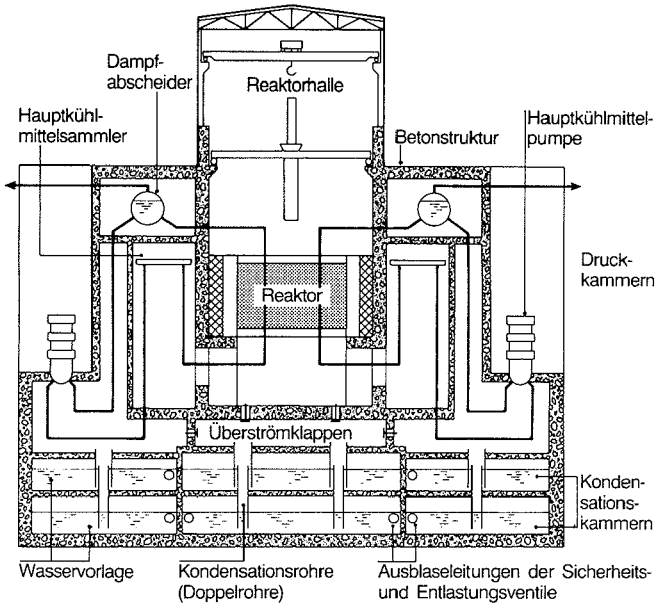


Bild 7: Reaktorgebäude der Anlage Tschernobyl 4

Um die Freisetzung aus dem zerstörten Reaktor endgültig zu beenden und eine wirksame Dekontamination des Anlagengeländes zu ermöglichen, ist der zerstörte Reaktor inzwischen durch Einbetonieren hermetisch abgeschlossen worden.

Ertüchtigungsmaßnahmen an den RBMK-Reaktoren

Zur Erhöhung der Betriebssicherheit werden an den RBMK-Reaktoren eine Reihe von Ertüchtigungsmaßnahmen durchgeführt. Die kurzfristigen Maßnahmen umfassen folgende Punkte:

- Die Regelstäbe werden mit zusätzlichen Endschaltern ausgerüstet, so daß sie nicht mehr vollständig ausgefahren werden können. Durch diese Maßnahme bleibt zukünftig stets eine Eintauchtiefe von 1,2 m erhalten.
- Die vorgeschriebene betriebliche Überschußreaktivität wurde von 30 auf etwa 80 Stäbe erhöht.
- Der Reaktor wurde so ertüchtigt, daß bei Leistungen unter 700 MW thermisch eine automatische Reaktorabschaltung erfolgt.

Langfristig sind unter anderem folgende Maßnahmen vorgesehen:

- Die Anfangsanreicherung des Brennstoffs wird von 2 % auf 2,4 % erhöht. Damit wird die Größe des Dampfblasenkoeffizienten deutlich reduziert.
- Die Zahl der Arbeitskanäle wird reduziert, um zusätzliche Absorberelemente installieren zu können.
- Außerdem ist geplant, ein schnelles Abschaltsystem zu entwickeln, das das bestehende Abschaltsystem ergänzt. Mit dem schnellen Abschaltsystem soll eine Reaktorabschaltung innerhalb von 1 bis 2 Sekunden möglich sein.

Bewertung

Zu dem Unfall im Kernkraftwerk Tschernobyl haben im wesentlichen zwei Faktoren beigetragen. Zum einen sind dies erhebliche Schwächen in der sicherheitstechnischen Auslegung des RBMK-Reaktors und zum anderen gravierende Fehlhandlungen der Betriebsmannschaft. Erst das Zusammentreffen dieser beiden Faktoren machte den Unfall möglich.

Der Unfallablauf war durch die fast vollständige Zerstörung des Reaktorkerns und die hohen Freisetzungen von radioaktiven Stoffen in die Umgebung gekennzeichnet.

Im folgenden soll auf diese Punkte, das Reaktivitätsverhalten, die Eingriffe durch das Personal und die Kernzerstörung mit ihren Folgen näher eingegangen werden:

Reaktivitätsverhalten

Die wichtigste Ursache für die Leistungsexkursion war die positive Dampfblasenrückwirkung des RBMK-Reaktors. In gewissen Betriebszuständen kann dem Reaktor bei plötzlichem Verdampfen des Kühlmittels soviel Reaktivität zugeführt werden, daß es zur prompten Kritikalität kommt. Bei den RBMK-Reaktoren waren keine technischen Maßnahmen vorgesehen, um solche Betriebszustände zu verhindern oder mögliche Leistungsexkursionen sicher zu beherrschen.

Eine wesentliche Auslegungsanforderung an Leichtwasserreaktoren in der Bundesrepublik Deutschland ist, daß der Reaktorkern so ausgelegt werden muß, daß er ein inhärent sicheres Verhalten zeigt. So ist zum Beispiel die Dampfblasenrückwirkung bei deutschen Leichtwasserreaktoren immer negativ.

In Bild 8 ist dargestellt, welchen Einfluß ein negativer Dampfblasenkoeffizient auf das Verhalten des Reaktors hat. Es wurde wieder der bereits vorher diskutierte Fall gewählt, das Auslaufen aller Hauptkühlmittelpumpen des RBMK-Reaktors bei einer Leistung von 7 %. Zum Vergleich wurde das Verhalten des Reaktors unter Annahme eines negativen Dampfblasenkoeffizienten betrachtet. Als Wert wurde ein für Siedewasserreaktoren typischer Dampfblasenkoeffizient gewählt. Es ist deutlich erkennbar, daß ein negativer Dampfblasenkoeffizient zu einem Leistungsabfall führt. Die Anlage zeigt also bei negativem Dampfblasenkoeffizient ein Selbstregelverhalten und begrenzt sich bei dieser

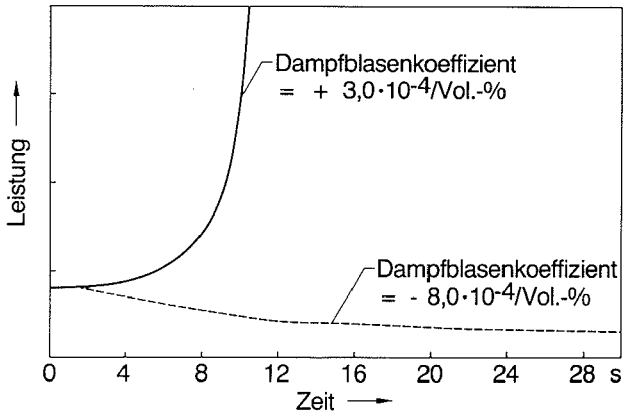


Bild 8: Reaktorleistung beim Auslaufen der Hauptkühlmittelpumpen bei positivem oder negativem Dampfblasenkoeffizienten

Störung in der Leistung. Zu einem unkontrollierten Leistungsanstieg, wie beim positiven Dampfblasenkoeffizienten kommt es nicht.

Im Rahmen des Genehmigungsverfahrens für deutsche Leichtwasserreaktoren sind alle Störungen und Störfälle, die zu einer schnellen Reaktivitätszufuhr in den Reaktorkern führen, eingehend untersucht worden. Durch konstruktive und technische Maßnahmen wurde dafür gesorgt, daß in keinem dieser Fälle eine Reaktivität in den Kern eingebracht werden kann, die zu einer prompten Überkritikalität führt.

Trotz dieser Auslegung verfügen die Leichtwasserreaktoren über Schnellabschaltsysteme, von denen die Stäbe in etwa 3 Sekunden vollständig in den Kern eingebracht werden. Darüber hinaus wurde der Ablauf von Störungen, bei denen auslegungsgemäß eine Schnellabschaltung erfolgt, auch bei unterstelltem Ausfall der Schnellabschaltung untersucht. Es zeigt sich, daß selbst solche Fälle beherrscht werden.

Rolle des Betriebspersonals

Neben dem neutronenphysikalischen Verhalten des RBMK-Reaktors war das Verhalten des Betriebspersonals von großer Bedeutung für den Unfall. Nach Aussage sowjetischer Experten wurde bei der Entwicklung des RBMK-Reaktors vor 20 Jahren die Zuverlässigkeit des Menschen höher eingeschätzt als die der Technik. Deshalb wurden bestimmte Sicherheitsfunktionen ausschließlich dem Menschen übertragen. Eine technische Absicherung gab es in diesen Fällen nicht. Nur so ist es erklärlich, daß die Betriebsmannschaft den Reaktor in einen Zustand überführen konnte, aus dem eine schnelle Leistungsexkursion möglich war.

Das Auslegungskonzept deutscher Leichtwasserreaktoren unterscheidet sich hier grundlegend vom Konzept der RBMK-Reaktoren. Ein wichtiger Grundsatz ist, daß automatische Einrichtungen bei komplexen Vorgängen und bei allen Maßnahmen, die kurzfristig eingeleitet werden müssen, zuverlässiger arbeiten als der Mensch. Ein weiterer Grundsatz ist, daß Fehlhandlungen des Personals keine gravierenden Folgen haben dürfen.

Entsprechend sind die deutschen Leichtwasserreaktoren mit sehr zuverlässigen automatischen Begrenzungs- und Schutzsystemen ausgestattet. Diese Systeme sind so ausgelegt, daß die Anlage bei Störungen oder Störfällen automatisch in einen sicheren Zustand überführt wird, bei dem für mindestens 30 Minuten keine Maßnahmen durch das Personal erforderlich sind.

Die Begrenzungs- und Schutzsysteme haben Vorrang vor Schalthandlungen des Personals. Betriebliche Eingriffe des Personals werden von diesen Systemen überwacht. Sie können nur durchgeführt werden, wenn sie sich innerhalb der Bereiche bewegen, die von den Begrenzungs- und Schutzsystemen freigegeben sind.

Kernzerstörung

Bei der prompt überkritischen Leistungsexkursion im Kernkraftwerk Tschernobyl ist es unmittelbar zur Zerstörung des Reaktorkerns und des Reaktorgebäudes gekommen. Da das Reaktorgebäude keinerlei Rückhaltefunktion mehr übernehmen konnte, wurden in massivem Umfang Spaltprodukte in die Atmosphäre freigesetzt.

Leistungsexkursionen, die in Sekundenschnelle zur Zerstörung des Brennstoffs führen können, sind, wie bereits ausgeführt worden ist, aufgrund der physikalischen Auslegung und der konstruktiven Eigenschaften bei Leichtwasserreaktoren in der Bundesrepublik Deutschland nicht möglich.

Die Ergebnisse von Forschungsarbeiten und Risikostudien, die in der Bundesrepublik Deutschland zu hypothetischen Unfällen mit Schmelzen des Reaktorkerns durchgeführt worden sind, zeigen, daß bei deutschen Leichtwasserreaktoren ein Schmelzen des Reaktorkerns nur dann denkbar ist, wenn man bei einem Störfall über längere Zeit den Ausfall

aller Nachkühlsysteme bzw. den vollständigen Ausfall der Wärmeabfuhr aus dem Reaktorkern unterstellt. Ein solches Kernschmelzen läuft vergleichsweise langsam ab. Die Untersuchungen weisen weiter aus, daß der druckfeste Sicherheitsbehälter und das Reaktorgebäude deutscher Leichtwasserreaktoren eine erhebliche Rückhaltewirkung für die Spaltprodukte besitzen.

Zusammenfassung

Zusammenfassend ist zu dem Unfall im Kernkraftwerk Tschernobyl festzustellen:

- Im Verlauf des Unfalls sind keine Phänomene aufgetreten, die bisher unbekannt waren oder in Forschungsarbeiten nicht berücksichtigt worden sind.
- Eine prompt überkritische Leistungsexkursion, wie sie sich im Kernkraftwerk Tschernobyl ereignet hat, ist aufgrund der inhärenten Eigenschaften und der technischen Ausführung bei einem Leichtwasserreaktor deutscher Bauart nicht möglich.
- Die über den Unfall vorliegenden Erkenntnisse geben keinen Anlaß, das in der Bundesrepublik Deutschland entwickelte Sicherheitskonzept in Frage zu stellen.
- In wesentlichen Punkten, so zum Beispiel der Forderung nach einem inhärent sicheren Verhalten des Reaktorkerns, dem hohen Automatisierungsgrad der Anlagen oder dem druckfesten Sicherheitsbehälter, der den gesamten Reaktorkühlkreislauf umschließt, ist dieses Konzept durch die Ereignisse in Tschernobyl bestätigt worden.

Diskussion

K. Zühlke (KfK):

Manche Darstellungen des Tschernobyl-Unfalls (zum Beispiel in dem Bericht in der „Zeit" vom 17.10.1986) enthalten eine systematische Aufstellung der vom Personal gemachten Fehler ohne expliziten Hinweis auf die damit gegebenenfalls verbundenen Folgen. Ich rege an, im GRS-Bericht über den Unfall in Tschernobyl an jeder Stelle hinreichende Erläuterungen von Ursache und Folgen zu geben.

K. Kotthoff (GRS):

Diese Erläuterungen sind in unserem Bericht vorgesehen.

J. Rehmann (DKVG):

Als „Nichtfachmann" möchte ich drei Fragen stellen:

1. Wenn Leichtwasserreaktoren einen negativen Dampfblasenkoeffizienten haben und damit eine Leistungsexkursion nicht möglich ist: Wie hat es dann zur Kernschmelze beim TMI-Störfall kommen können?
2. Das Betriebspersonal beim RBMK-Reaktor hat Sicherheitssysteme blockiert: Ist in deutschen (westlichen) Reaktoren sichergestellt – falls ja, wodurch –, daß eine Blokkierung der automatischen Abschalt- und Sicherheitseinrichtungen durch das Betriebspersonal nicht möglich ist?
3. Hätte das Vorhandensein eines Containments der bei den westlichen Reaktoren üblichen Bauart eine Freisetzung von Spaltprodukten beim RBMK-Reaktor verhindern können, wenn man die freigewordenen Kräfte berücksichtigt, die die 1000 t schwere Abdeckung des Reaktorkerns senkrecht gestellt hat? Das heißt, hätte ein Containment den Kräften standgehalten?

K. Kotthoff (GRS):

Zu 1.:

Der Ereignisablauf in TMI unterscheidet sich grundlegend vom Unfall in Tschernobyl. In TMI kam es zu einem Verlust von Kühlmittel aus dem Reaktorkühlkreislauf. Die Anlage wurde zu Beginn des Ereignisses ordnungsgemäß abgeschaltet. Die Möglichkeit einer Leistungsexkursion war zu keiner Zeit gegeben. Aufgrund einer falschen Einschätzung der Situation speiste die Betriebsmannschaft nicht ausreichend Wasser in den Reaktorkühlkreislauf nach. Dadurch sank der Füllstand im Reaktorkühlkreislauf im Verlauf von mehr als 2 Stunden so weit ab, daß sich Teile des Brennstoffs stark aufheizten und zerstört wurden. Die eigentlichen Kernschäden sind im Bereich der letzten viertel bis halben Stunde aufgetreten. Der Ereignisablauf in TMI, der nur durch die Nachzerfallsleistung des Reaktors bestimmt wurde, ist sehr langsam gewesen und hat keine nennenswerte mechanische Energie freigesetzt. Er ist in keiner Weise mit dem in Tschernobyl vergleichbar, wo die Kernzerstörung nach Ergebnissen von Berechnungen in einem Zeitraum von 1—2 Sekunden passierte und aufgrund der freigesetzten mechanischen Energie massive Schäden an den Gebäuden bewirkte.

Zu 2.:

Die Auslegung des RBMK-Reaktors sieht – soweit man das aus den Unterlagen und den Diskussionsbeiträgen der sowjetischen Experten in Wien entnehmen kann – vor, daß bestimmte Reaktorschutzsignale auf der Warte mit Schlüsselschaltern blockiert werden könnnen. Das ist bei diesen Reaktoren einmal nötig, um den Reaktor anfahren zu können. Zum anderen wird von dieser Möglichkeit offensichtlich auch bei Prüfungen Gebrauch gemacht. Das heißt, ein Blockieren von Reaktorschutzsignalen durch die Betriebsmannschaft ist in bestimmten Situationen vorgesehen und sehr einfach durchführbar. Deutsche Reaktoren besitzen solche Möglichkeiten nicht. Prüfungen werden strangweise vorgenommen. Da für eine Reaktorschutzanregung wenigstens 3 oder 4 Stränge vorhanden sind, jedoch 2 Stränge ausreichen, um die Anregung durchzuführen, bleibt die Anregung auch bei Prüfung scharf. Wenn Reaktorschutzkriterien für bestimmte Betriebszustände nicht zugeschaltet sein dürfen, ist dies in der Regel so realisiert, daß die Kriterien entweder automatisch vom Reaktorschutzsystem selbst blockiert werden oder aber, daß eine Blockierung nur unter Bedingungen vorgenommen werden kann, die der Reaktorschutz freigibt. Sobald der Zustand, in dem die Kriterien auslegungsgemäß nicht scharf sein sollen, verlassen wird, macht der Reaktorschutz die Anregekriterien automatisch wieder scharf. Muß das Rücksetzen von Hand durchgeführt werden, greifen die automatischen Schutzeinrichtungen sofort ein, wenn die Rücksetzung nicht frühzeitig genug erfolgt, und begrenzen die Reaktorleistung oder schalten den Reaktor ab.

Zu 3.:

Zu dieser Frage möchte ich Professor Hicken bitten, Genaueres zu sagen.

E. Hicken (GRS):

Eine genaue Analyse kann natürlich wegen fehlender detaillierter Rechnungen nicht gegeben werden. Das folgende gibt meine eigene Meinung und die anderer Experten wieder. Nach meiner Meinung kann ein Containment gegen diesen Störfall ausgelegt werden.

Begründung:

1. Die Wassermenge im Kern ist relativ gering (etwa 30 m^3). Es ist dann dafür Sorge zu tragen, daß die obere Platte in ihrer Lage bleibt. Der Druckabbau im Kernbereich ist durch entsprechende Entlastungsöffnungen sicherzustellen.

2. Gegen das ausgeworfene Material ist ein Schutzschild oberhalb der Brennelement-Wechselmaschine anzubringen.
3. Es ist eine entsprechende druckfeste Umschließung der Reaktorhalle zu bauen.

W. A l e i t e (KWU):

Ich möchte darauf hinweisen, daß es wichtiger ist, Unfälle vorab zu vermeiden als hinterher zu beherrschen. Ich hoffe auch, daß das im GRS-Bericht ganz klar herausgestellt wird.

Die „inhärente Sicherheit" würde ich so weit fassen, daß auch die Schutzsysteme mit einbezogen werden.

Ich kann mir rein technisch nicht erklären, warum die sowjetischen Operateure diese Schutzmaßnahmen außer Betrieb genommen haben. Ich kann es mir nur so erklären, daß sie unter psychologischem Druck gestanden haben. Meiner Ansicht nach waren die sowjetischen Operateure so geschult, daß sie wußten, daß sie mehrere gravierende Fehler machen.

In deutschen Reaktoren erschweren wir ja diese Abschaltmöglichkeiten, indem wir – im Gegensatz zu den amerikanischen und den früheren deutschen Reaktoren – die Schutzsysteme in getrennten Räumen aufbauen, die zusätzlich gesichert werden.

Wir sollten auch in der öffentlichen Diskussion immer wieder diese Vorsichtsmaßnahmen hervorheben, damit man möglichst vermeidet, daß das Ereignis eintritt, und nicht die Mitigationsmaßnahmen in den Vordergrund stellen.

Risikountersuchungen zu Unfällen in Kernkraftwerken

Von F.W. Heuser[1])

Kurzfassung

Erste Risikountersuchungen befaßten sich vor allem damit, die mit Unfällen verbundenen Schadensfolgen außerhalb der Anlage und ihre Eintrittshäufigkeiten zu ermitteln. Heute konzentrieren sich Risikountersuchungen hauptsächlich auf die Beurteilung der anlagentechnischen Sicherheit.

Nach einer Einführung zu Aufgaben und Zielsetzungen von Risikoanalysen werden zuerst in diesem Vortrag die wichtigsten Ergebnisse der systemtechnischen Untersuchungen und der Ereignisablaufanalyse zur Phase B der Deutschen Risikostudie zusammengefaßt. Im zweiten Teil des Vortrags werden Ergebnisse zur Analyse von Kernschmelzunfällen besprochen. Ausführlicher wird dabei auf die Untersuchungen zum Wasserstoff und zur Druckentlastung des Sicherheitsbehälters nach einem Kernschmelzunfall eingegangen. Aufbauend auf den Ergebnissen dieser Untersuchungen werden Ansatzpunkte für Maßnahmen diskutiert, mit denen auch die Schadensfolgen eines Kernschmelzunfalls weitgehend begrenzt werden können.

Abstract

First risk analyses mainly delt with the assessment of accidental consequences outside the plant and their occurrence frequencies. More recent analyses mainly concentrate on plant oriented safety aspects.

After discussing tasks and objectives of risk analyses main results of system and accident event tree analysis of the German Risk Study, Phase B, are summarized briefly. The second part of this paper deals with the analysis of core melt accidents. Hereto investigations on the hydrogen problem and investigations performed on containment venting after core melt are discussed more detailed. Based on these results some proposals for countermeasures are discussed which are adequate to restrict potential damages from an accident mostly on the plant.

Einleitung

Für die Sicherheitsbeurteilung von Kernkraftwerken haben Risikountersuchungen zunehmend Bedeutung erlangt. Wohl ist im Laufe der Zeit zwar immer wieder nach dem Sinn und Nutzen von Risikountersuchungen gefragt worden, dabei haben sich vielleicht auch die Zielsetzungen und Schwerpunkte solcher Untersuchungen etwas geändert, insgesamt aber sind Risikountersuchungen heute aus der Sicherheitsbeurteilung von Kernkraftwerken nicht mehr wegzudenken. Das gilt auch nach dem Unfall von Tschernobyl.

In der erneut ausgelösten Diskussion um die Sicherheit von Kernkraftwerken ergeben sich dabei für Risikountersuchungen zwei Fragen:

1. Können mögliche Unfallabläufe ausreichend genau erkannt und beschrieben werden?

---

[1]) Dr. Friedrich Wilhelm Heuser, Gesellschaft für Reaktorsicherheit (GRS) mbH, Köln

2. Lassen sich erkannte Unfallabläufe durch sicherheitstechnische Verbesserungen von vorneherein verhindern oder, wenn das nicht ohne weiteres möglich ist, wieweit können Schadensfolgen aus möglichen Unfällen eingedämmt und auf die Anlage selbst begrenzt werden?

In diesem Übersichtsbeitrag und in den folgenden Fachbeiträgen soll versucht werden, anhand von Ergebnissen zur Phase B der Deutschen Risikostudie beiden Fragen nachzugehen.

Nach einigen allgemeinen Bemerkungen zu Aufgaben und Zielsetzungen von Risikountersuchungen werden im weiteren die Ergebnisse der systemtechnischen Untersuchungen und der Ereignisablaufanalysen zur Phase B knapp zusammengefaßt. Im zweiten Teil des Beitrages werden einige Ergebnisse zur Analyse von Kernschmelzunfällen ausführlicher besprochen.

Zielsetzungen von Risikountersuchungen

Ein wichtiges Ziel der ersten Risikountersuchungen, etwa der Rasmussen-Studie, WASH 1400 [1], aber auch der Deutschen Risikostudie, Phase A [2], bestand darin, die mit Unfällen verbundenen Schadensfolgen außerhalb der Anlage, insbesondere Ausmaß und Häufigkeit möglicher gesundheitlicher Schäden, zu ermitteln. Auch Phase B der Deutschen Risikostudie befaßt sich mit der Unfallfolgenanalyse [3], doch konzentrieren sich Risikountersuchungen heute hauptsächlich auf die Beurteilung der anlagentechnischen Sicherheit.

Man muß ausdrücklich darauf hinweisen, daß in der Bundesrepublik Entwicklung und Anwendung probabilistischer Methoden stets im engen Zusammenhang mit der bewährten ingenieurtechnischen Sicherheitsbeurteilung betrieben worden sind. Dies gilt vor allem für die systemtechnische Zuverlässigkeitsanalyse. Probabilistische Sicherheitsanalysen und ihre Ergebnisse haben daher nie für sich selbst gestanden. Sie werden vielmehr dazu herangezogen, das bestehende Sicherheitskonzept zu überprüfen und das Sicherheitsverständnis zu vertiefen.

In Risikountersuchungen behandelt man heute ein umfassendes Spektrum störfallauslösender Ereignisse. Weitergehend als im Genehmigungsverfahren untersucht man dabei auch Unfallabläufe, die nur möglich sind, wenn Sicherheitssysteme versagen. Man bestimmt dann Eintrittshäufigkeiten und Schadensausmaße zu nicht beherrschten Ereignisabläufen. Zielsetzungen dieser Untersuchungen sind im einzelnen:

- die vergleichende Beurteilung verschiedener Störfall- und Unfallabläufe,
- die Identifizierung möglicher Schwachstellen, das heißt Hinweise auf eine weitere Verbesserung der sicherheitstechnischen Auslegung,
- das Ausloten vorhandener Sicherheitsreserven, insbesondere zu Ereignisabläufen, für die nominell festgelegte Auslegungsgrenzen überschritten werden,

und im Zusammenhang damit,

- die Identifizierung von Ansatzpunkten für mögliche Accident Management Maßnahmen, das sind einmal präventive Maßnahmen, die unternommen werden, um gefährliche Anlagenzustände von vorneherein zu verhindern, und zum anderen Maßnahmen, mit denen Schadensfolgen aus möglichen Unfällen weitgehend begrenzt werden sollen.

Um diesen Anforderungen nachkommen zu können, müssen aber auch Voraussetzungen und Grundlagen vorhanden sein, auf denen Risikountersuchungen aufbauen. Neben den risikoanalytischen Methoden selbst sind hier die wichtigsten Voraussetzungen in vier Punkten zu nennen:

- Die anlagentechnischen Detailkenntnisse. Darunter sollen alle technischen Unterlagen und Vorschriften zu Auslegung, Sicherheit und Betrieb einer Anlage verstanden werden.
- Die Auswertung von Betriebserfahrungen. Damit sind zunächst die aus den Betriebserfahrungen abgeleiteten Zuverlässigkeitsdaten, allgemeiner, aber auch Informationen zu besonderen Vorkommnissen, Befunde zu Inspektionen und aufgetretenen Störungen gemeint,
- Ergebnisse zur Störfallanalyse, also die Ergebnisse der anlagendynamischen Störfalluntersuchungen. Mit diesen Analysen bestimmt man zum Beispiel die Mindestanzahl der Systemstränge von Sicherheitssystemen, die erforderlich ist, um einen Störfall zu beherrschen.
- Ergebnisse der Sicherheitsforschung, diese Ergebnisse sind vor allem für die Analyse von Kernschmelzunfällen und die mit ihnen verbundene Freisetzung von radioaktiven Stoffen wichtig.

System- und Ereignisablaufanalyse

Mit den Ergebnissen zur Phase A der Risikostudie wurden in verschiedenen Punkten systemtechnische Verbesserungen vorgeschlagen und ausgeführt. Solche Verbesserungen waren zum Beispiel

- die Automatisierung des sekundärseitigen 100-K-Abfahrens,
- die störfallfeste Auslegung der Speisewasserregelung,
- die Möglichkeit der Netzrückschaltung bei einem Ausfall von Notstromdieseln.

Es zeigte sich, daß mit diesen Systemänderungen in Phase A noch führende Risikoanteile ganz erheblich reduziert werden konnten. So vermindern sich die seinerzeit für ein nicht beherrschtes kleines Leck und den Ausfall der Notstromversorgung ermittelten Beiträge zur Kernschmelzhäufigkeit um jeweils etwa eine Größenordnung.

Auf dem damit verbesserten Sicherheitsniveau wurden in Phase B daher Ereignisablaufanalysen auch zu auslösenden Ereignissen erforderlich, die bislang nicht genauer zu überprüfen waren. Im einzelnen sind dies Analysen zu:

- Lecks im Frischdampfsystem,
- Leckagen in Dampferzeugerheizrohren
- Lecks in Anschlußleitungen des Reaktorkühlkreislaufs.

Des weiteren wurden in Phase B detaillierte Untersuchungen zu möglichen Risikobeiträgen aus anlageninternen Bränden und zu Belastungen aus Erdbeben vorgenommen.

Ergebnisse zu diesen Untersuchungen werden in den nachfolgenden Fachbeiträgen „Zuverlässigkeitsuntersuchungen für Sicherheitssysteme und ihr Vergleich mit Auswertungen von Betriebserfahrungen" und „Beurteilung der Brandgefahr in kerntechnischen Anlagen" ausführlicher diskutiert. Sie werden deshalb an dieser Stelle nur knapp zusammengefaßt.

- Nicht beherrschte Lecks in Anschlußleitungen des Reaktorkühlkreislaufs führen zwar unmittelbar zu einer Freisetzung nach außen. Sie liefern aber nur einen untergeordneten Beitrag zur Kernschmelzhäufigkeit.
- Nicht beherrschte Ereignisabläufe aus Lecks im Frischdampfsystem und aus Leckagen an Dampferzeugerheizrohren werden mit etwa 10^{-5}/a maßgeblich zur Kernschmelzhäufigkeit beitragen.
- Die zum Brandrisiko ermittelten Beiträge sind allgemein niedrig. Der größte Beitrag zur Kernschmelzhäufigkeit liegt bei etwa $2 \cdot 10^{-6}$/a. Er ergibt sich für einen Brand

im Schaltanlagengebäude, der unter ungünstigen Umständen zu einem Gesamtausfall der Gleichstromversorgung führen kann.

- Maßgebliche Beiträge zum Erdbebenrisiko für die Referenzanlage kommen aus dem Versagen einzelner Bauteile und Komponenten, zum Beispiel im Bereich der Notstromdiesel und der Wärmeaustauscher im Nebenkühlwassersystem. Insgesamt liegt der aus Erdbeben abgeschätzte Beitrag zur Kernschmelzhäufigkeit bei etwa $5 \cdot 10^{-6}$/a.

Zur Kernschmelzhäufigkeit insgesamt läßt sich derzeit noch kein endgültig abgesicherter Wert angeben. Um auch rechnerisch diesen Wert angeben zu können, ist es zum Beispiel erforderlich, auch die Unsicherheiten der Einzelbeiträge zu quantifizieren und zu berücksichtigen. Die vorliegenden Ergebnisse lassen sich jedoch in folgenden Punkten zusammenfassen:

- Mit Berücksichtigung der Systemänderungen werden noch in Phase A dominante Risikoanteile erheblich reduziert.
- Aus den zusätzlich in Phase B untersuchten Ereignisabläufen ergeben sich Beiträge zur Kernschmelzhäufigkeit, die auf dem verbesserten Sicherheitsniveau von Bedeutung sind.
- Die insgesamt zur Phase B ermittelte Kernschmelzhäufigkeit liegt jedoch niedriger als der für die Phase A berechnete Wert.
- Des weiteren zeigen die Untersuchungen, daß verschiedene Einzelbeiträge zur Kernschmelzhäufigkeit maßgeblich von Details der sicherheitstechnischen Auslegung abhängen.

Analyse von Kernschmelzunfällen

Unabhängig von den im Genehmigungsverfahren geforderten Sicherheitsnachweisen und Störfallanalysen sind in der Bundesrepublik im Rahmen von Forschungsarbeiten umfangreiche Untersuchungen zur Analyse von Kernschmelzunfällen vorgenommen worden. Die Arbeiten zur Phase B der Risikostudie können weitgehend auf diesen Untersuchungen aufbauen.

Kernschmelzen ist nur möglich, wenn die in einem Kernkraftwerk vorhandenen Sicherheitssysteme weitgehend versagen. Kann der Reaktorkern über längere Zeit nicht ausreichend gekühlt werden, wird der Brennstoff überhitzt und schließlich zum Schmelzen gebracht. Selbst aber in diesem Fall wird eine Freisetzung radioaktiver Stoffe nach außen verhindert, solange wie der Sicherheitsbehälter dicht bleibt und seine Rückhaltefunktion erfüllt.

Die bei einem Kernschmelzunfall auftretenden Phänomene lassen sich weitgehend an zwei eingrenzenden Unfallabläufen, dem Niederdruckpfad (ND) und dem Hochdruckpfad (HD) beschreiben.

Der ND-Pfad wird aus einem nicht beherrschten Kühlmittelverlust über ein großes Leck eingeleitet. Der Reaktorkühlkreislauf wird schnell über das Leck entlastet. Kann der Reaktorkern nicht gekühlt werden, kommt es zum Schmelzen unter niedrigem Druck.

Der HD-Pfad wird aus einem nicht beherrschten Transientenstörfall, zum Beispiel einem nicht beherrschten Notstromfall eingeleitet. Sinkt nach längerem Ausdampfen des Primärkreises über die Entlastungsventile am Druckhalter der Wasserspiegel im Druckbehälter unter Kernoberkante, kommt es zum Schmelzen unter hohem Druck. Der Primärkreis wird erst entlastet, wenn nach dem Schmelzen der Druckbehälter versagt.

Tafel 1: Angaben zum Verlauf eines Kernschmelzunfalls

Vorgang	Zeit nach Störfalleintritt	
	ND	HD
Absinken des Wasserspiegels im RDB unter Kern-Oberkante	0,7 h	2,4 h
Beginn des Kernschmelzens	1,1 h	2,8 h
Versagen des RDB	2,5 h	3,2 h
Schmelze in Kontakt mit Sumpfwasser	6...8 h	3,2 h
Erreichen des Versagensdrucks des SB (8,5 bar)	> 4 d	4 d

Tafel 1 enthält einige Zeitangaben zum Unfallablauf. In beiden Fällen, zum ND- und zum HD-Pfad, versagt der Druckbehälter etwa drei Stunden nach Störfalleintritt. Versagt der Druckbehälter unter hohem Druck, werden die inneren Betonstrukturen – der biologische Schild – sofort zerstört. Die in die Reaktorgrube abgestürzten Kernschmelzmassen werden dann unmittelbar von einbrechendem Sumpfwasser geflutet. Bei Versagen des Druckbehälters unter niedrigem Druck kommt die Schmelze erst dann mit Wasser aus dem Gebäudesumpf in Kontakt, wenn die inneren Betonstrukturen durchschmolzen sind. Die Schmelze in der Reaktorgrube wird daher erst einige Stunden später von Sumpfwasser geflutet.

Im weiteren Unfallablauf führt die ständige Verdampfung von Sumpfwasser zu einem steten Druckanstieg im Sicherheitsbehälter. Bild 1 zeigt den zugehörigen Druckverlauf. In beiden Fällen, dem ND- und dem HD-Pfad, wird der Versagensdruck des Sicherheitsbehälters bei etwa 8,5 bar nach rund vier bis fünf Tagen erreicht.

In Bild 1 zusätzlich eingetragen ist der Druckverlauf zu Kernschmelzen aus einem nicht beherrschten kleinen Leck. Auch hier ist mit Versagen des Druckbehälters, ähnlich wie zum HD-Pfad, ein hoher Energieeintrag aus dem Primärsystem in den Sicherheitsbehälter und damit eine Druckspitze im Sicherheitsbehälter verbunden. Kernschmelzabläufe aus kleinen Lecks sind daher dem HD-Pfad zuzuordnen.

Aus den weiteren Untersuchungen zu Kernschmelzunfällen sollen zwei Themenkreise ausführlicher behandelt werden:

- die Untersuchungen zum Wasserstoff,
- die Druckentlastung des Sicherheitsbehälters.

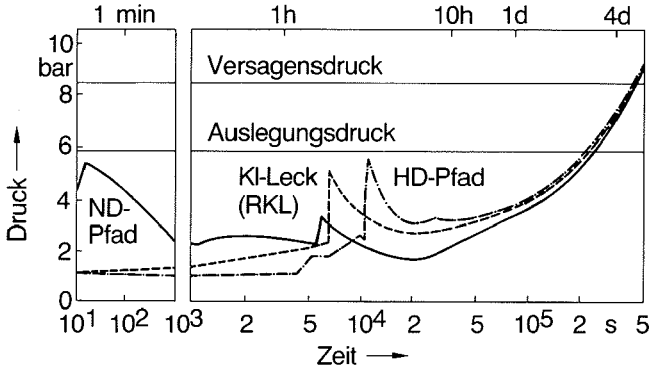


Bild 1: Druckverlauf im Sicherheitsbehälter bei einem Kernschmelzunfall

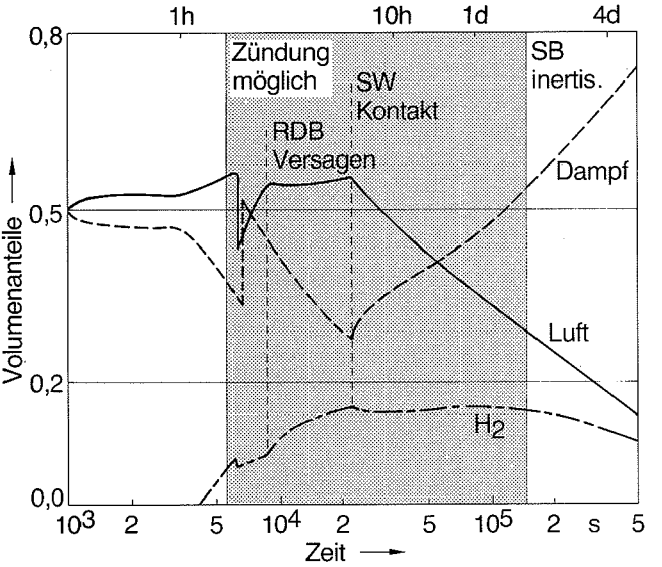


Bild 2: Gaskonzentrationen im Sicherheitsbehälter bei einem Kernschmelzunfall (Niederdruckpfad)

Untersuchungen zum Wasserstoff

Während eines Kernschmelzunfalls gibt es zwei Phasen, in denen größere Mengen Wasserstoff gebildet und in den Sicherheitsbehälter freigesetzt werden. Das ist einmal die Zirkon-Wasser-Reaktion. Wasserstoff entsteht, wenn während des Kernschmelzens überhitzter Wasserdampf mit den metallischen Hüllrohren reagiert und zu Wasserstoff reduziert wird. Des weiteren entstehen größere Mengen von Wasserstoff beim Aufschmelzen des Betons. Aus dem Beton freigesetztes Kristallwasser wird durch die Oxidation metallischer Anteile in Schmelze und Beton zu Wasserstoff reduziert.

Man kann nicht in jedem Fall annehmen, daß der Wasserstoff sich unmittelbar bei seiner Bildung selbst entzündet und kontinuierlich verbrennt. Der Wasserstoff kann sich im Sicherheitsbehälter, ohne daß er sofort zündet, auch auf höhere Konzentrationen anreichern. Kommt es dann später zur Zündung, erfolgt eine schnelle Verbrennung. Diese Verbrennung ist mit einem hohen Energieeintrag in den Sicherheitsbehälter und mit einer Belastungsspitze für den Sicherheitsbehälter verbunden.

Welche Wasserstoffkonzentrationen können im Sicherheitsbehälter im Verlauf eines Kernschmelzunfalls auftreten? Bild 2 zeigt hierzu die Volumenanteile der wichtigsten Gase, die Anteile von Luft, Dampf und Wasserstoff im Verlauf der Zeit, und zwar für den Fall, daß keine Zündung erfolgt. Das Diagramm bezieht sich auf den ND-Pfad.

Der erste Anstieg der H_2-Konzentration stammt aus der Zirkon-Wasser-Reaktion. Aus dieser Reaktion, also noch vor Versagen des Druckbehälters, werden etwa 800 kg Wasserstoff in den Sicherheitsbehälter freigesetzt. Diese Menge entspricht einem Volumenanteil von etwa 7 % in der Atmosphäre des Sicherheitsbehälters. Damit wird die untere Zündgrenze überschritten.

Zur weiteren Freisetzung aus der Schmelze-Beton-Wechselwirkung ergeben die Auswertungen der Karlsruher BETA-Experimente [4, 5], daß ein großer Teil der Freisetzung

in der frühen, noch sehr heißen Phase der Wechselwirkung, also unmittelbar nach Versagen des Druckbehälters, erfolgt.

Mit der Verdampfung des Restwassers im Druckbehälter ist der Dampfgehalt im Sicherheitsbehälter zunächst kurzfristig angestiegen. Er sinkt aber auch wieder ab, da ein großer Teil des Dampfes an den noch relativ kalten Strukturen kondensiert. In dieser Zeit steigt der Volumenanteil des Wasserstoffs bis auf etwa 16 %. Das Gasgemisch im Sicherheitsbehälter bleibt etwa einen Tag zündfähig. Die Atmosphäre des Sicherheitsbehälters ist erst dann ausreichend inertisiert, wenn mit fortschreitender Verdampfung des Sumpfwassers der Dampfgehalt auf über 50 % angestiegen ist.

In Bild 3 sind in den Druck-Zeitverlauf für den ND-Pfad zu verschiedenen Zeiten Belastungsspitzen eingetragen worden, die für den Sicherheitsbehälter aus einer schnellen Wasserstoffverbrennung resultieren können. Zündet das Gasgemisch bereits bei Erreichen der unteren Zündgrenze, liegt die Druckspitze knapp über dem Auslegungsdruck des Sicherheitsbehälters. Zündet das Gasgemisch erst bei höherer Anreicherung, zum Beispiel unmittelbar vor Sumpfwasserkontakt, liegt die Druckspitze allerdings schon oberhalb von 8 bar. Bei noch späterer Zündung kann ein Versagen des Sicherheitsbehälters nicht mehr ausgeschlossen werden. Für diese Rechnungen wurde eine homogene Durchmischung der Gasatmosphäre und eine vollständige Verbrennung angenommen. Die berechneten Belastungen entsprechen somit einer integralen Bilanz der aus der Verbrennung in die Gasatmosphäre eingebrachten Energie.

Hierzu ist in Bild 3 auch der ungünstigste Fall eingetragen worden. Das Gasgemisch wird erst unmittelbar vor Verlassen des Zündbereichs, etwas mehr als einen Tag nach Unfallbeginn, gezündet (3. Druckspitze). Die Druckspitze von etwa 13 bis 14 bar entspricht einer Bilanz, bei der etwa 2 100 kg Wasserstoff verbrannt werden. Sie ergibt sich – bei Annahme einer homogenen Durchmischung – aus der vollständigen Umsetzung des insgesamt im Sicherheitsbehälter vorhandenen Sauerstoffs. Die Druckspitze entspricht somit einer theoretischen Grenzbelastung. Eine schnelle Verbrennung noch größerer Wasserstoffmengen und damit eine noch höhere Belastung aus einer Verbrennung ist in keinem Fall möglich.

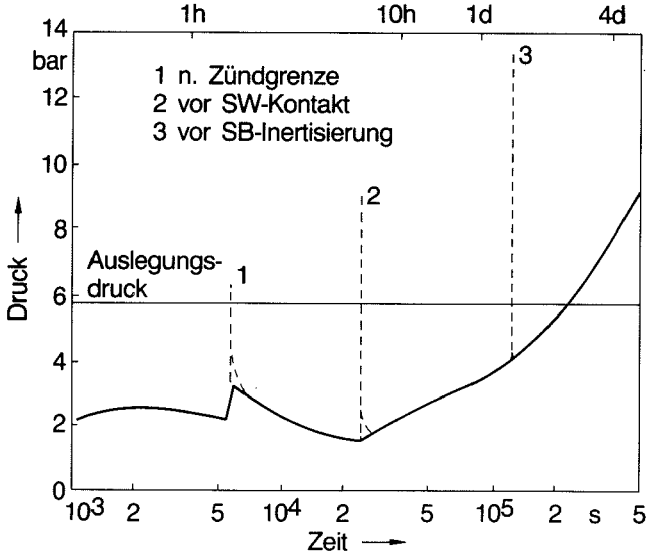


Bild 3: Druckaufbau im Sicherheitsbehälter aus Wasserstoffverbrennung (Niederdruckpfad)

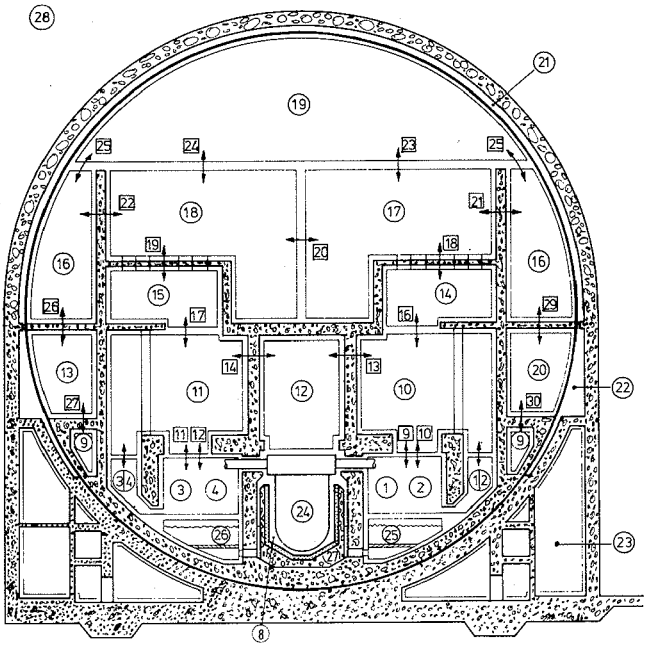


Bild 4: Mehrzonenmodell für den Sicherheitsbehälter

Auf der diesjährigen Jahrestagung Kerntechnik wurde darauf hingewiesen, daß zum Wasserstoff-Problem genauere Verteilungsrechnungen notwendig sind [6]. Solche Verteilungsrechnungen werden zur Zeit mit dem Programmsystem RALOC, einem Mehrcompartment-Modell, für die Risikostudie durchgeführt. Bild 4 zeigt anschaulich die zu diesen Rechnungen vorgenommene Nodalisierung des Sicherheitsbehälters in ein 28-Zonen-Modell. Erste Ergebnisse zu diesen Rechnungen liegen vor [7]. Die Rechnungen zeigen, daß es während des Unfallablaufs im Sicherheitsbehälter zwar zur Ausbildung eines deutlichen von oben nach unten gehenden Temperaturgefälles kommt, doch gleichen sich die Wasserstoffkonzentrationen in den meisten Zonen schnell untereinander aus.

Bild 5 enthält hierzu Zeitverläufe der H_2-Konzentration für einige ausgewählte Zonen. Abgesehen von Randräumen im unteren Teil des Sicherheitsbehälters (Zone 9) und dem H_2-Anteil in der Schildgrube (Zone 8) liegen die Zeitverläufe der H_2-Konzentrationen für verschiedene Teilräume etwa gleich. Das Diagramm zeigt jedoch deutlich den bis zum Sumpfwassereinbruch hohen Wasserstoffanteil unmittelbar über der Schmelze in der Reaktorgrube (Zone 8).

Die Rechnungen zeigen weiter, in dieser heißen und trockenen Unfallphase bilden sich in den unteren Räumen Konvektionsströmungen aus, mit denen auch Sauerstoff in die Schildgrube zugeführt wird. Da der über der Schmelze freigesetzte Wasserstoff noch sehr heiß ist, sollte spätestens in dieser Unfallphase, zu Beginn der Schmelze-Beton-Wechselwirkung, mit einer Zündung und teilweisen Verbrennung gerechnet werden.

Zur Klärung dieser Vorgänge sind allerdings noch weitere Einzeluntersuchungen erforderlich. Mit den ersten Ergebnissen der Mehrcompartment-Rechnungen soll lediglich darauf hingewiesen werden, daß mit einer Teilverbrennung des aus der Schmelze freigesetzten

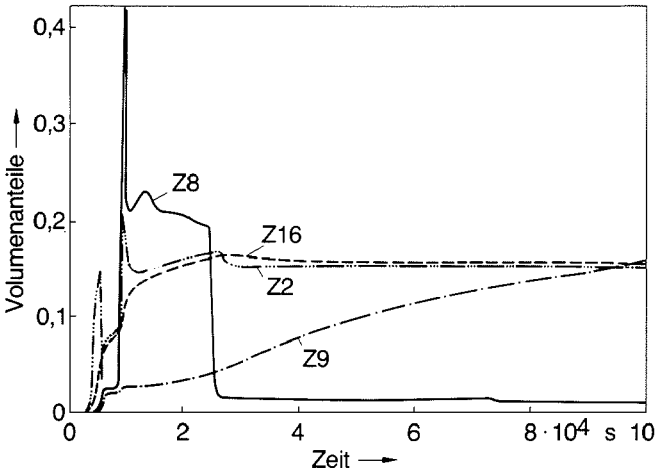


Bild 5: Zeitlicher Verlauf der Wasserstoffkonzentrationen (Niederdruckpfad)

Wasserstoffs das Problem der aus einer schnellen Verbrennung verursachten Belastungen für den Sicherheitsbehälter erheblich entschärft werden könnte.

Für den HD-Pfad ist das Wasserstoffproblem von weitaus geringerer Bedeutung. Bild 6 zeigt hierzu für den HD-Pfad den zeitlichen Verlauf der Gaskonzentrationen im Sicherheitsbehälter. Mit Versagen des Druckbehälters wird zwar eine beträchtliche Menge Wasserstoff, etwa 900 kg, in den Sicherheitsbehälter freigesetzt, doch wird mit der massiv einsetzenden Verdampfung von Sumpfwasser die Atmosphäre des Sicherheitsbehälters sofort inertisiert.

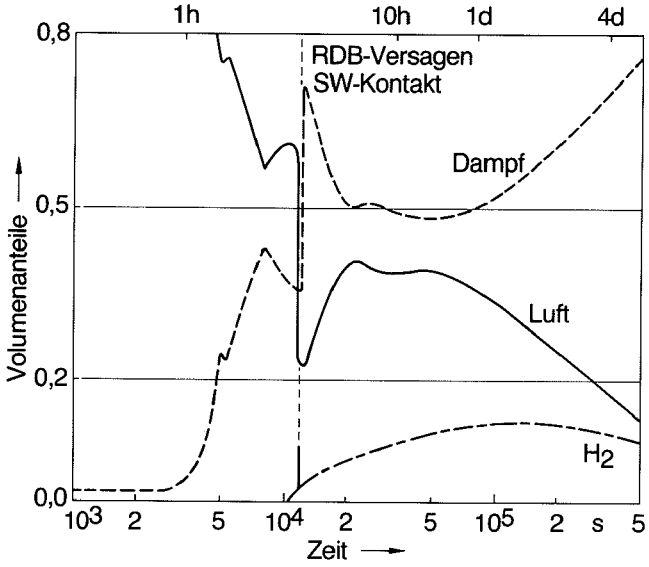


Bild 6: Gaskonzentrationen im Sicherheitsbehälter bei einem Kernschmelzunfall (Hochdruckpfad)

Untersuchungen zur Druckentlastung

Unfallabläufe, zu denen die aus der Schmelze freigesetzten Spaltprodukte über längere Zeit, das heißt über mehrere Tage, im Sicherheitsbehälter zurückgehalten werden können, sind weitaus wahrscheinlicher als Unfallabläufe, zu denen der Sicherheitsbehälter von Anfang an undicht ist oder frühzeitig versagt. Der Versagensdruck des Sicherheitsbehälters wird erst nach vier bis fünf Tagen erreicht.

Damit steht ausreichend Zeit zur Verfügung, um Maßnahmen vorzunehmen, mit denen ein Überdruckversagen des Sicherheitsbehälters verzögert oder überhaupt gänzlich verhindert werden kann. Prinizipiell sind verschiedene Maßnahmen möglich, die weitgehend auch einer jeweiligen Unfallsituation angepaßt werden können. Solche Maßnahmen sind zum Beispiel

- Fluten des Gebäudesumpfes,
- Wärmeabfuhr aus dem Gebäudesumpf über das Not- und Nachkühlsystem im Sumpfumwälzbetrieb,
- Wärmeabfuhr aus der Atmosphäre des Sicherheitsbehälters mit der Umluftanlage,
- Innen- oder Außensprühen des Sicherheitsbehälters,
- die gezielte Druckentlastung des Sicherheitsbehälters

oder Kombinationen aus diesen Maßnahmen.

Aufbauend auf den Arbeiten zur Risikostudie werden die Möglichkeiten und Wirksamkeiten solcher Maßnahmen, im einzelnen auch ihre Vor- und Nachteile, in verschiedenen zur Zeit anlaufenden Vorhaben untersucht. In der Studie selbst werden Maßnahmen für eine gezielte Druckentlastung analysiert. Hierzu bestehen in der Referenzanlage der Studie, der Anlage Biblis B, verschiedene einfache technische Möglichkeiten.

Im Prinzip hat man so vorzugehen, daß zu geeigneter Zeit eine der mehrfach vorhandenen Leitungsdurchführungen in den Sicherheitsbehälter geöffnet wird, um damit den Sicherheitsbehälter gezielt zu entlasten. Bild 7 zeigt eine einfache Systemskizze für einen in der Anlage vorhandenen Druckluftanschluß. Dieses System wird generell zur Leckratenprüfung eingesetzt. Seine Handhabung ist daher im Betriebshandbuch beschrieben.

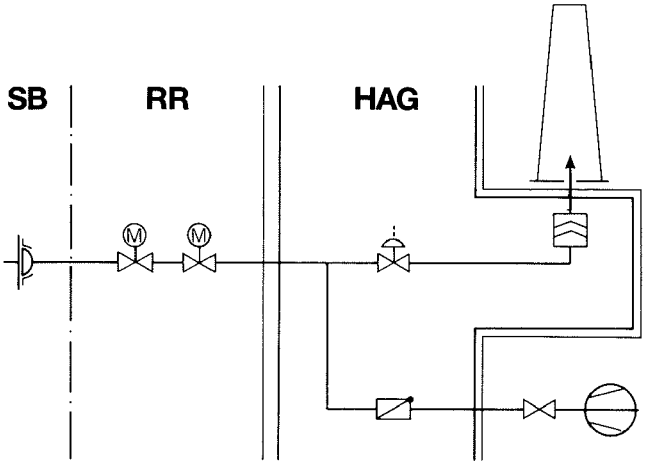


Bild 7: Zur Druckentlastung des Sicherheitsbehälters

Die im Ringraum zweifach vorhandenen Absperrarmaturen werden von der Warte aus geöffnet. Am inneren Leitungsende im Sicherheitsbehälter befindet sich eine Berstscheibe, die mit einem Kompressor von außen nach innen aufgedrückt wird. Die Entlastung selbst erfolgt über einen Leitungsabzweig im Hilfsanlagengebäude. Der Abzweig führt über ein Regelventil in die Unterdruck-Anlagenräume und weiter über die Systemluftfilter zum Kamin.

Im Vergleich zu möglichen Schadensfolgen aus einem Überdruckversagen des Sicherheitsbehälters lassen sich mehrere Punkte anführen, die für eine gezielte Druckentlastung sprechen,

- Ein unkontrolliertes passives Versagen des Sicherheitsbehälters, das auch zu Schäden an der Sekundärabschirmung führen kann, wird verhindert.
- Die zur Druckentlastung erforderlichen Maßnahmen sind überschaubar und lassen sich kurzfristig durchführen.
- Da die Absperrarmaturen von der Warte aus betätigt werden können, kann die Entlastungsstrecke jederzeit unterbrochen bzw. wieder geöffnet werden.

In der Dampfatmosphäre des Sicherheitsbehälters wirksame Abbauprozesse sorgen dafür, daß die Spaltprodukte im Laufe der Zeit weitgehend an inneren Wänden abgelagert oder in das Sumpfwasser gespült werden. Um diese Rückhalteeffekte zu nutzen, sollte die Druckentlastung möglichst spät eingeleitet werden.

Bild 8 zeigt die mit der Entlastung erreichte Druckabsenkung im Sicherheitsbehälter, eingetragen ist der Druck-Zeitverlauf für beide Fälle, den HD- und den ND-Pfad. Der Sicherheitsbehälter wird erst entlastet, wenn der Druck über den Auslegungsdruck angestiegen ist, das ist nach etwa drei Tagen der Fall.

Die Druckentlastung ist für eine 80-cm^2-Öffnung im Sicherheitsbehälter gerechnet worden. Das ist der volle Querschnitt einer Entlastungsleitung mit der Nennweite 100. Weiter wurde angenommen, daß die Entlastungsleitung unbegrenzt offen bleibt.

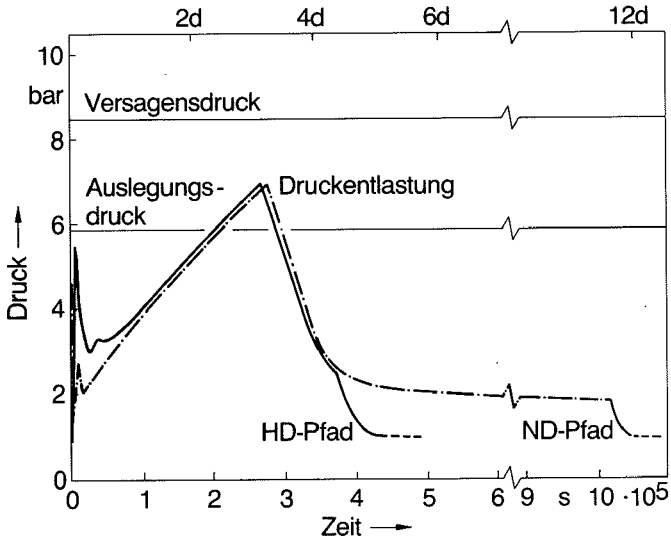


Bild 8: Druckentlastung des Sicherheitsbehälters nach einem Kernschmelzunfall

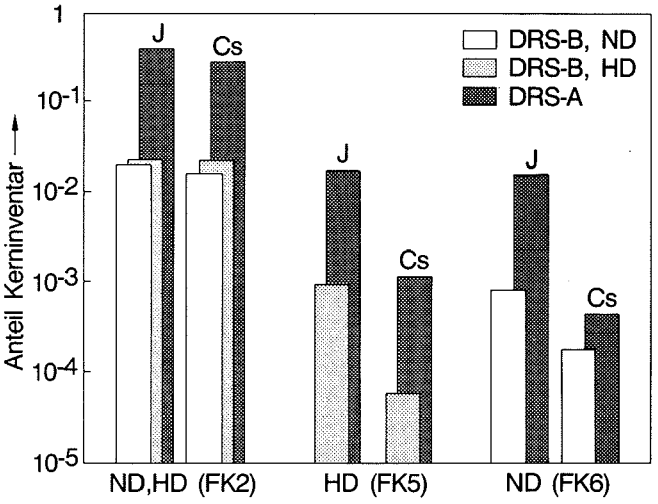


Bild 9: Zur Spaltproduktfreisetzung, Vergleich Deutsche Risikostudie, Phase A, Deutsche Risikostudie, Phase B

Etwa eineinhalb Tage nach Beginn der Druckentlastung ist der Druck im Sicherheitsbehälter unter 3 bar abgefallen. Für den HD-Pfad ist zu diesem Zeitpunkt, also etwa fünf Tage nach Unfallbeginn, das Sumpfwasserinventar ($\approx$ 400 m^3) vollständig verdampft. Beim weiteren Ausdampfen sinkt der Druck im Sicherheitsbehälter auf den Druck der Außenatmosphäre ab. Für den ND-Pfad ist eine größere Menge an Sumpfwasser, etwa viermal soviel als beim HD-Pfad vorhanden. Der Druck im Sicherheitsbehälter stabilisiert sich auf einem durch den Entlastungsquerschnitt bestimmten Druckniveau von etwa 2 bar. Wird die Entlastungsleitung nicht wieder geschlossen, erstreckt sich die Verdampfung des Sumpfwassers über ungefähr acht Tage.

Die Rechnungen sind zu einfachen Annahmen gemacht worden. Sie beziehen sich auch lediglich auf bereits in der Anlage vorhandene technische Möglichkeiten. Da der in die Unterdruck-Anlagenräume führende Leitungsabzweig nur gegen einen geringen Differenzdruck ausgelegt ist, wurde zum Beispiel angenommen, daß diese Leitung im Hilfsanlagengebäude versagt. Die in der Dampfabströmung enthaltenen Spaltprodukte werden dann in das Hilfsanlagengebäude und von dort ungefiltert nach außen bodennah freigesetzt.

Die zu diesem Freisetzungspfad ermittelte Freisetzung, insbesondere auch der zeitliche Verlauf der Freisetzung, werden im nachfolgenden Fachbeitrag „Neue Ergebnisse zur Spaltproduktfreisetzung aus dem Kern und Reaktorgebäude bei Unfällen" näher diskutiert. Die hier zum HD- und zum ND-Pfad für Jod und Caesium integral ermittelten Freisetzungsterme sind im rechten Teil des Diagramms von Bild 9 wiedergegeben. Zum Vergleich zusätzlich eingetragen sind entsprechende Freisetzungsterme aus Rechnungen zur Phase A der Risikostudie. Ausgenommen der Caesium-Term für den ND-Pfad, liegen die zur Druckentlastung abgeschätzten Freisetzungen um etwas mehr als eine Größenordnung niedriger als die entsprechenden Terme aus Phase A.

Mit diesen Ergebnissen hat man die mit einer Druckentlastung verbundene Freisetzung allerdings noch erheblich überschätzt. Zur technischen Durchführung der Druckentlastung wird man in jedem Fall versuchen, die mit der Entlastung aus dem Sicherheitsbehälter freigesetzten Spaltprodukte zusätzlich auf Filtern zurückzuhalten. Damit würden

die Freisetzungsterme noch erheblich reduziert. Die aus dem Brennstoff freigesetzten Spaltprodukte könnten dann praktisch vollständig in der Anlage zurückgehalten werden. Entsprechende technische Maßnahmen werden derzeit untersucht.

Die bisherigen Rechnungen, in denen keine Filter berücksichtigt wurden, liefern jedoch bereits wichtige Hinweise zur technischen Durchführung einer Druckentlastung.

- Eine Dampfabströmung von nur wenigen Kilogramm pro Sekunde ist ausreichend, um innerhalb von ein bis zwei Tagen den Druck im Sicherheitsbehälter bis unter 3 bar abzusenken; das heißt, eine wirksame Druckentlastung kann bereits über eine Entlastungsleitung mit relativ kleinem Querschnitt erreicht werden.
- Die Zeitdauer der Freisetzung nach Druckentlastung wird durch die Wassermenge im Gebäudesumpf bestimmt. Bei größerem Sumpfwasserinventar, so zum Beispiel für den ND-Pfad, erhält man dann zu einem sehr späten Zeitpunkt noch einen maßgeblichen Freisetzungsterm, wenn mit fortschreitender Verdampfung das Sumpfwasser zunehmend aufkonzentriert wird und keine weiteren Gegenmaßnahmen unternommen werden.
- Die Rechnungen zeigen auch, daß mit fortlaufender Zeit die Atmosphäre des Sicherheitsbehälters sowie angrenzende Strukturen und Anlagenräume weiter aufgeheizt werden.
- Um eine effektive Rückhaltung von Spaltprodukten zu erreichen, wird man daher Maßnahmen zur Druckentlastung in der Nachunfallphase mit anderen Maßnahmen kombinieren. So kann man zum Beispiel mit einem Fluten des Gebäudesumpfes ein Austrocknen des Sumpfes verhindern und die Temperaturen im Sicherheitsbehälter und angrenzenden Strukturen wirksam begrenzen.

Versagen des Gebäudeabschlusses

Zusätzlich zu den Freisetzungen nach Druckentlastung sind in Bild 9, im linken Teil des Diagramms, die integralen Freisetzungsterme für Versagen des Gebäudeabschlusses eingetragen worden, wiederum im Vergleich zum entsprechenden Quellterm aus Phase A (FK 2). Unterstellt wurde hier das Versagen der Absperrung einer Lüftungsleitung. Der Sicherheitsbehälter ist dann von Anfang an undicht. Die aus der Schmelze freigesetzten Spaltprodukte können direkt aus dem Sicherheitsbehälter entweichen.

Die in Phase B ermittelten Freisetzungen liegen um mehr als eine Größenordnung unter denen aus Phase A. Selbst in diesem ungünstigen Fall werden die Spaltprodukte noch in sehr hohem Maße, insgesamt zu etwa 98 %, im Sicherheitsbehälter und den angrenzenden Anlagenräumen zurückgehalten.

Zusammenfassung

Die Arbeiten zur Phase B der Deutschen Risikostudie sind noch nicht in allen Punkten abgeschlossen. Zu nennen sind hier zum Beispiel die Untersuchungen zum Wasserstoff, des weiteren aber auch die Arbeiten zur Ermittlung der Aussagesicherheit der Ergebnisse. Insgesamt sind jedoch in Phase B der Risikostudie zu verschiedenen Fragen wesentlich aufwendigere Untersuchungen als seinerzeit für die Phase A durchgeführt worden.

Ebenso wie in der Störfallanalyse erfordern Risikountersuchungen auch in der Unfallanalyse eine umfassende vergleichende Beurteilung verschiedener Unfallabläufe. In Phase B der Studie sind hierzu wichtige Beiträge geleistet worden. Dies gilt sowohl aus Sicht der Sicherheitsforschung als auch im Blick auf mögliche Maßnahmen, mit denen Schadensfolgen aus einem Kernschmelzunfall begrenzt werden können. Ausgehend von den hierzu in der Studie erarbeiteten Ergebnissen, lassen sich weitere Überlegungen zur Begrenzung möglicher Unfallfolgen in folgenden Punkten zusammenfassen:

- Tritt ein Störfall ein, stehen im allgemeinen redundante und voneinander unabhängige Systeme zur Verfügung, um eine ausreichende Nachwärmeabfuhr sicherzustellen.
- Kann der Reaktorkern, zum Beispiel nach einem Transientenstörfall, auch über längere Zeit nicht ausreichend gekühlt werden, wird man versuchen, das Primärsystem, zum Beispiel über die Druckhalterventile, zu entlasten, um mit der Einspeisung aus den Druckspeichern den Beginn des Brennstoffschmelzens wenigstens zu verzögern und ein Schmelzen unter hohem Druck zu verhindern.
- Dabei ist jedoch in jedem Fall sicherzustellen, daß der Sicherheitsbehälter nicht durch Belastungen aus der Verbrennung von Wasserstoff gefährdet wird.
- Ein Überdruckversagen des Sicherheitsbehälters kann durch eine gezielte Druckentlastung verhindert werden. Mögliche Schadensfolgen werden praktisch auf die Anlage begrenzt, wenn die aus dem Brennstoff freigesetzten Spaltprodukte auf Filtern zurückgehalten werden und ein Austrocknen des Gebäudesumpfes verhindert wird.

Schrifttum

[1] Reactor Safety Study – An Assessment of Accident Risks in US Commercial Nuclear Power Plants, WASH 1400 (NUREG-75/014), USNRC, October 1985

[2] Gesellschaft für Reaktorsicherheit, Deutsche Risikostudie Kernkraftwerke, Hauptband, Verlag TÜV Rheinland, Dezember 1979

[3] Ehrhardt, J., und H.G. Paretzke: Modellierung und Abschätzung von Unfallfolgen, Fachsitzung „Ergebnisse der Phase B der Deutschen Risikostudie Kernkraftwerke", Jahrestagung Kerntechnik, Aachen, April 1986

[4] Alsmeyer, H.: BETA-Experimente zur Verifizierung des WECHSL-Codes, Experimentelle Ergebnisse zur Schmelze-Beton-Wechselwirkung, Projekt Nukleare Sicherheit, Abschlußkolloquium, Karlsruhe, Juni 1986

[5] Reimann, M.: Verifizierung des WECHSL-Codes zur Schmelze-Beton-Wechselwirkung und Anwendung auf den Kernschmelzunfall, Projekt Nukleare Sicherheit, Abschlußkolloquium, Karlsruhe, Juni 1986

[6] Friederichs, H.-G., F.W. Heuser und J. Rohde: Unfallarten und Freisetzungskategorien, Fachsitzung „Ergebnisse der Phase B der Deutschen Risikostudie Kernkraftwerke", Jahrestagung Kerntechnik, Aachen, April 1986

[7] Rohde, J., B. Hüttermann und B. Schwinges: Multi-Compartment Analysis for Hydrogen Distribution for Large Dry PWR-Containments. 6th Annual Information Meeting on Core Meltdown Research, Köln, October 1986

Diskussion

W. Braun (KWU):

1. Im Abschlußbericht der deutschen Risikostudie, Phase B, sollte deutlich unterschieden werden zwischen „Kernschmelzhäufigkeit" und „Häufigkeit auslegungsüberschreitender Ereignisabläufe", denn jede Über- oder Unterschreitung von Auslegungsparametern führt keineswegs zu Kernschmelzen, geschweige denn vollständigem Kernschmelzen.
2. Es sollte der Eindruck vermieden werden, daß nur mit Hilfe einer zusätzlichen Druckentlastung ein spätes Überdruckversagen des Sicherheitsbehälters verhindert werden könne. Vielmehr ist es höchstwahrscheinlich, daß nach spätestens vier bis fünf Tagen mindestens eines der vier Nachkühlsysteme wieder in Betrieb geht und damit den Sumpf des Sicherheitsbehälters kühlt und seinen Druck erniedrigt. Ferner entlastet sich der Sicherheitsbehälter an konstruktiven Schwachstellen – zum Beispiel dem Dichtkasten der Montageöffnung – rechtzeitig durch langsame Leckage von selbst. Die Druckentlastung durch die Prüfleitung stellt also nur eine zusätzliche Maßnahme dar.

F.W. Heuser (GRS):

Zu Punkt 1: Ihrem Hinweis stimme ich zu. Ganz sicher hat man deutlich zu unterscheiden zwischen der Häufigkeit für auslegungsüberschreitende Ereignisabläufe und der Häufigkeit für Kernschmelzen. Ein Überschreiten von Auslegungsgrenzen führt nicht in jedem Fall zum Kernschmelzen. Mit den seinerzeit hierzu in den Untersuchungen zur Phase A getroffenen Annahmen – Wirksamkeitsbedingungen für die Sicherheitssysteme entsprechend den im Genehmigungsverfahren festgelegten Mindestanforderungen – hat man in diesem Punkt die Häufigkeit für Kernschmelzen sicher überschätzt. Die Arbeiten zur Phase B der Studie zeigen das ja auch. Um diese Konservativitäten abzubauen, hat man hier, zum Beispiel in den für Kühlmittelverluststörfälle durchgeführten Notkühlanalysen, die Wirksamkeitsanforderungen an die Sicherheitssysteme auf der Basis möglichst realistischer Notkühlanalysen, den sogenannten Best-Estimate-Analysen, abgeleitet.

Zu Punkt 2: Die gezielte Druckentlastung ist sicher nicht die einzige Maßnahme, mit der ein Überdruckversagen des Sicherheitsbehälters verhindert werden kann. Sie haben ja auch darauf hingewiesen, daß in einer Zeit von etwa vier Tagen sicher Möglichkeiten geschaffen werden können, um Systeme – zum Beispiel wenigstens einen Strang des Not- und Nachkühlsystems – wieder in Betrieb zu nehmen, um damit den Druckaufbau im Sicherheitsbehälter zu begrenzen bzw. den Druck zu erniedrigen. Mit den im Vortrag kurz angeführten verschiedenen Möglichkeiten von Maßnahmen (zum Beispiel neben der Druckentlastung, Fluten des Gebäudesumpfes) wollte ich auch auf diesen Punkt hinweisen. Die verschiedenen Maßnahmen, ihre Vor- und Nachteile, werden derzeit untersucht.

Zur Druckentlastung selbst: Auch für Biblis-B kann es möglich sein, daß der Sicherheitsbehälter sich an einer konstruktiven Schwachstelle durch eine begrenzte Leckage entlastet. Verglichen mit den Konvoi-Anlagen und den hierzu vorgenommenen Untersuchungen ist hier aufgrund konstruktiver Unterschiede für Biblis der Nachweis für eine nur begrenzte Leckage allerdings erheblich schwieriger.

D. Vetterkind (RWE):

Sie haben in Ihrem Vortrag die Zoneneinteilung des Containmentraums gezeigt. Glauben Sie, daß es mit vorhandenen Systemen möglich wäre, den Wasserstoff direkt aus der Zone über dem Sumpf abzusaugen, zum Beispiel durch Überdruckentlastung nach außen, *bevor* sich der Wasserstoff im gesamten Containmentraum verteilt?

F.W. Heuser (GRS):

Ich bin dankbar, daß Sie mit Ihrer Frage nochmals den Wasserstoff ansprechen. Zur Frage selbst: Ich sehe hier zunächst unmittelbar keine einfache Möglichkeit, die Wasserstoffproduktion und seine Verteilung auf die einzelnen Anlagenräume frühzeitig zu begrenzen.

Ich möchte allerdings nochmals darauf hinweisen, daß die im Vortrag vorgestellten Ergebnisse bisher lediglich Arbeitsergebnisse und keine Endergebnisse sind. Nach den ersten hier erläuterten Mehrcompartmentrechnungen sind in jedem Fall weitere Untersuchungen erforderlich, die auch Ansatzpunkte für mögliche Accident-Management-Maßnahmen liefern können. Werden solche Möglichkeiten gesehen, ist allerdings zu prüfen, wieweit entsprechende Maßnahmen auch in der Risikostudie selbst berücksichtigt werden können.

Neue Ergebnisse zur Spaltproduktfreisetzung aus dem Kern und Reaktorgebäude bei Unfällen

Von H.-G. Friederichs und E. Schrödl[1])

Kurzfassung

Im vorliegenden Beitrag werden Ergebnisse von Freisetzungsrechnungen radioaktiver Stoffe, die im Rahmen der Arbeiten zur Risikostudie Phase B durchgeführt wurden, dargestellt und mit den entsprechenden Resultaten der Phase A verglichen. Dabei wird deutlich, daß durch die detaillierte Modellierung in Phase B Konservativitäten abgebaut werden konnten und die neueren Ergebnisse etwa eine Größenordnung niedriger liegen. Im zweiten Teil des Berichtes wird diskutiert, wie die Freisetzung aus dem Reaktorunfall in Tschernobyl im Hinblick auf die durchgeführten Untersuchungen zu bewerten ist. Der Vergleich der in Tschernobyl gemessenen Freisetzung mit den berechneten potentiellen Freisetzungen zeigt die grundlegenden Unterschiede sowohl hinsichtlich der Menge als auch in der nuklidspezifischen Zusammensetzung der freigesetzten radioaktiven Stoffe.

Abstract

The present contribution describes results of calculations concerning the release of radioactive material. These calculations have been performed when preparing phase B of the German Risk Study and have been compared with corresponding results of phase A. In doing so, it has become evident that conservative assumptions could be reduced by a more detailed modelling in the calculations for phase B and that recent results are approximately one order of magnitude lower than those obtained for phase A. The second part of the report discusses how the release caused by the accident in the Chernobyl-reactor can be evaluated when taking into account the analysis performed hereto. A comparison between releases measured in Chernobyl and the calculated potential releases reveals fundamental differences in both the quantity and the nuclide specific composition of the released material.

Einführung

Der Beitrag befaßt sich mit der Analyse der Spaltproduktfreisetzung bei Kernschmelzunfällen. Bei den durchgeführten Rechnungen werden die anlagenspezifischen Daten eines deutschen Druckwasserreaktors (Biblis B) zugrunde gelegt.

Zum Kernschmelzen kann es kommen, wenn bei einem Störfall Sicherheitssysteme so weit versagen, daß der Reaktorkern über längere Zeit nicht ausreichend gekühlt wird. Der Brennstoff wird überhitzt und schließlich zum Schmelzen gebracht.

Dem Sicherheitsbehälter kommt als letzte Barriere für die Freisetzung von radioaktiven Stoffen eine erhebliche Bedeutung zu. Man muß dabei unterscheiden zwischen

– Unfallabläufen, bei denen der Sicherheitsbehälter von Anfang an undicht ist,

und

– Unfallabläufen, bei denen Versagensgrenzen des Sicherheitsbehälters überschritten

[1]) Dr. Hans-Günter Friederichs und Dr. Eugen Schrödl, Gesellschaft für Reaktorsicherheit (GRS) mbH, Köln

Der Beitrag wird Ergebnisse der Arbeiten, die im Rahmen der Deutschen Risikostudie Phase B durchgeführt wurden, vorstellen und mit den Resultaten der Phase A vergleichen. Darüber hinaus wird diskutiert, wie die Freisetzung aus dem Reaktorunfall in Tschernobyl im Hinblick auf die durchgeführten Untersuchungen zu bewerten ist, und welche Rückschlüsse sich hieraus ziehen lassen.

Bevor dies jedoch dargelegt wird, sollen zunächst einmal die Vorgänge und Phänomene bei der Spaltproduktfreisetzung besprochen werden.

Vorgänge bei der Spaltproduktfreisetzung

Insgesamt sind die Vorgänge, die bei der Spaltproduktfreisetzung eine Rolle spielen, komplex und vielschichtig. Die wichtigsten Phänomene sollen mit Bild 1 kurz veranschaulicht werden.

Während des Kernschmelzens im Reaktordruckbehälter (RDB) werden Temperaturen bis 2400 °C erreicht, wobei große Mengen an Spaltprodukten und Strukturmaterialien in die Atmosphäre des Sicherheitsbehälters freigesetzt werden. Es kommt dort zu einem Gemisch von Wasserdampf und Gasen, in dem Aerosolpartikel mit einer maximalen Massenkonzentration von etwa 20 g/m^3 suspendiert sein können. So können sich zum Beispiel im Niederdruck-Pfad zu Beginn der Schmelze-Beton-Wechselwirkung 1 bis 3 t dispergierter Masse luftgetragen im Sicherheitsbehälter befinden. Der bei weitem größte Massenanteil, mehr als 95 %, ist nicht radioaktiv. Doch ist der größte Anteil der radioaktiven Substanzen an Aerosolpartikel gebunden.

Die anfangs hohe Aerosoldichte wird in der Luft-Dampf-Atmosphäre des Sicherheitsbehälters sehr schnell abgebaut. Die wichtigsten Abbauprozesse sind dabei:

- Sedimentation auf horizontale Flächen durch den Einfluß der Schwerkraft,
- Diffusion zur Wand durch den Konzentrationsgradienten in der Grenzschicht,
- Diffusiophorese zur Wand als Mitführung bei der Wasserdampfkondensation und
- Leckage mit der thermodynamisch ermittelten Gasabströmung.

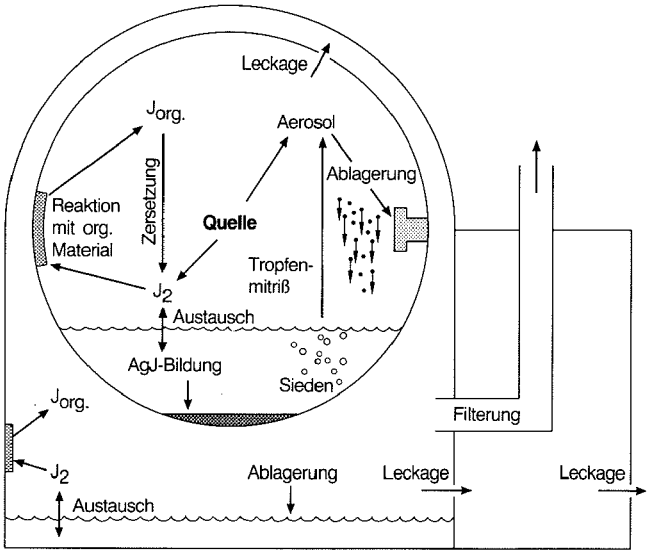


Bild 1: Zum Spaltproduktverhalten nach einem Kernschmelzunfall

So nimmt die Konzentration der luftgetragenen Aerosole (im Sicherheitsbehälter) in etwa vier Tagen um etwa fünf bis sechs Größenordnungen ab.

Nicht an diesem Abbau beteiligt sind natürlich die Spaltproduktgase, also die Edelgase und der gasförmige Anteil der Jodfreisetzung.

Für die Phase A der Risikostudie hatte man noch angenommen, daß fast das gesamte Jod in seiner radiologisch wirksamsten Form als elementares Jod aus dem Primärkreis freigesetzt wird. Inzwischen gibt es jedoch eine ganze Reihe experimenteller Untersuchungen, die eine realistischere Beschreibung des Jodverhaltens erlauben [1]. Danach wird bei den im Primärkreis herrschenden thermodynamischen Bedingungen das aus dem Brennstoff freigesetzte Jod praktisch vollständig zu Jodid, hauptsächlich CsJ, umgesetzt, was sich dann an Aerosolpartikel anlagert. In den Rechnungen zur Phase B wird daher angesetzt, daß lediglich 1 % des Jodinventars gasförmig als elementares Jod in den Sicherheitsbehälter freigesetzt wird.

Das Modell, das in der Phase B zur Beschreibung des Jodverhaltens eingesetzt wird, berücksichtigt den in den letzten zehn Jahren seit der Rasmussen Studie weiterentwickelten Kenntnisstand und ist zwangsläufig erheblich komplexer als das Jodmodell der Phase A [2]. Es beschreibt die wichtigsten physikalischen und chemischen Reaktionen, wie beispielsweise die Bildung organischer Jodverbindungen durch Reaktion von J_2 mit Farbe und anderen organischen Stoffen, die Austauschprozesse gasförmiger Jodspezies zwischen der Gas- und der Wasserphase, des weiteren die Bildung des wasserunlöslichen Silberjodids im Sumpfwasser durch Reaktion des J_2 mit metallischem Silber aus den Steuerstäben.

Beim Sieden des Sumpfes werden mit der Dampfabströmung winzige Wassertröpfchen mitgerissen, wodurch die im Sumpfwasser gelösten oder suspendierten Spaltprodukte zu einem kleinen Teil wieder in die Atmosphäre des Sicherheitsbehälters ausgetragen werden. Diese Tropfen unterliegen dort wieder der Ablagerung durch Sedimentation. Die Freisetzung über Tropfenmitriß ist dann von Bedeutung, wenn der Sicherheitsbehälter über mehrere Tage dicht bleibt, die aerosolgebundenen Spaltprodukte weitgehend abgelagert worden sind und anschließend eine Druckentlastung mit Sieden des Sumpfwassers stattfindet. Zur experimentellen Absicherung der hier verwendeten Modellannahmen wurden von Richter et al. [3] gezielte Experimente zum Tropfenmitriß durchgeführt.

Durchgeführte Rechenfälle

Für die Rechnungen wurden die beiden Unfallabläufe Niederdruckpfad (ND-Pfad) und Hochdruckpfad (HD-Pfad) ausgewählt. Beide Pfade sind Grenzfälle, mit denen andere mögliche Kernschmelzabläufe abdeckend behandelt werden können.

Unfallabläufe des ND-Pfades werden aus einem nicht beherrschten Kühlmittelverluststörfall eingeleitet. Der Druck im Reaktorkühlkreis wird in wenigen Sekunden unmittelbar über das Leck in der Kühlmittelleitung entlastet. Kann der Reaktorkern nicht gekühlt werden, kommt es zum Schmelzen unter niedrigem Druck. Mit der Ausströmung über das Leck ist ein kurzzeitiger Druckanstieg im Sicherheitsbehälter verbunden.

Der Unfallablauf zum HD-Pfad wird aus einem nicht beherrschten Transientenstörfall eingeleitet. Man unterstellt hier über längere Zeit den vollständigen Ausfall der sekundärseitigen Wärmeabfuhr. Charakteristisch für diesen Unfallablauf ist ein langsames Ausdampfen von Kühlmittel über die Entlastungsventile am Druckhalter. Dabei bleibt der Primärkreis auf hohem Druck und heizt sich auf. Sinkt der Wasserstand im Druckbehälter unter Kernoberkante, kommt es zum Schmelzen.

Der Primärkreis wird erst entlastet, wenn nach dem Schmelzen der Brennstäbe, etwa drei Stunden nach Störfalleintritt, der Reaktordruckbehälter versagt. Mit Versagen des Druckbehälters werden in sehr kurzer Zeit hohe Massen- und Energieströme aus dem Primärsystem

in den Sicherheitsbehälter eingebracht. Bei einem großflächigen Versagen des Reaktordruckbehälters (Leckgröße $> 0{,}5\ m^2$) treten im Primärkreis große Turbulenzen auf und es muß damit gerechnet werden, daß – zumindest bis zum Einspeisen der Druckspeicher – die abgelagerten radioaktiven Stoffe zu einem erheblichen Teil wieder aufgewirbelt werden und in die Atmosphäre des Sicherheitsbehälters gelangen können.

Der Energieeintrag ist mit einem Druckanstieg im Sicherheitsbehälter bis knapp unter den Auslegungsdruck verbunden. Im weiteren Verlauf gleicht sich der Druckaufbau im Sicherheitsbehälter im HD-Pfad zunehmend dem ND-Pfad an.

Als unabhängig vom Ereignisablauf der Kernzerstörung wird hier die Funktion des Sicherheitsabschlusses des Sicherheitsbehälters (SB) behandelt. Die Grenzfälle der Aktivitätsfreisetzung in die Umgebung sind bei erfolgreichem SB-Abschluß zu Beginn des Unfalls und bei einer von Unfallbeginn an bestehenden großen Lecköffnung des Sicherheitsbehälters gegeben.

In den Fällen mit erfolgreichem Containmentabschluß wird der Auslegungswert der Leckrate des Sicherheitsbehälters in den Ringraum (RR) von 0,25 Vol.-% pro Tag verwendet. Im Verlauf der Druckaufbauphase im SB wird im ND-Kernschmelzpfad durch die Luftabsaugung aus dem Ringraum eine gefilterte Ableitung über Kamin erreicht. Im HD-Kernschmelzfall wird ein anhaltender Ausfall der Spannungsversorgung ohne Betrieb der RR-Absaugung unterstellt. Die Freisetzung in die Umgebung erfolgt bodennah aus Türen des angrenzenden Hilfsanlagengebäudes (HAG).

In beiden Fällen, die in Anlehnung an die Namensgebung bei den Freisetzungskategorien der Deutschen Risikostudie Teil A [4] (DRS-A) mit ND6 (SB-Abschluß, gefilterte Freisetzung) und und HD5 (SB-Abschluß, ungefilterte Freisetzung) bezeichnet werden, wird eine Begrenzung des Druckanstiegs im SB durch eine gezielte Druckentlastung bei 7 bar vorgenommen. Bei dieser Druckentlastungsmaßnahme wird eine ungefilterte Ableitung aus der SB-Atmosphäre über eine vorhandene Leitung in das Hilfsanlagengebäude und von dort nach außen betrachtet.

In den Rechnungen mit von Beginn an bestehender großer Öffnung im Sicherheitsbehälter wird das Versagen der Abschlußklappen im SB-Zuluftsystem mit einem Durchmesser von 0,3 m angenommen. Der Druckanstieg im SB beim Blow-Down im ND-Kernschmelzpfad bzw. beim RDB-Versagen im HD-Pfad wird zum Versagen der nicht druckfesten Zuluftleitung im Bereich des Ringraums führen. Für die Weiterführung des Freisetzungspfades wird der Transport durch das Hilfsanlagengebäude in die Umgebung als wahrscheinlich angesehen.

Benutzte Rechenmodelle

Die Verknüpfung der verwendeten Rechenprogramme ist in Bild 2 skizziert.

Die Berechnung der Primärfreisetzung von Spaltprodukten wie auch Strukturmaterialien aus der Kernschmelze erfolgt mit dem Programm QUELLE auf der Basis experimenteller Freisetzungsraten. Die elementspezifischen Freisetzungsraten sind als temperaturabhängige Werte im SASCHA-Versuchsprogramm des Kernforschungszentrums Karlsruhe (KfK) unter besonderer Berücksichtigung der wasserdampfhaltigen Atmosphäre ermittelt worden [5]. Den Rechnungen zur Primärfreisetzung wird als Anfangsmasse bzw. Anfangsaktivität das Inventar von Aktivierungs- und Spaltprodukten aus Rechnungen mit ORIGEN-2 zugrunde gelegt.

Die Temperaturentwicklung beim Kernschmelzen und die damit verbundene Energieentbindung ins Containment wird mit MARCH (Kernzerstörung im RDB) und WECHSL (Kernschmelze-Beton-Wechselwirkung) berechnet.

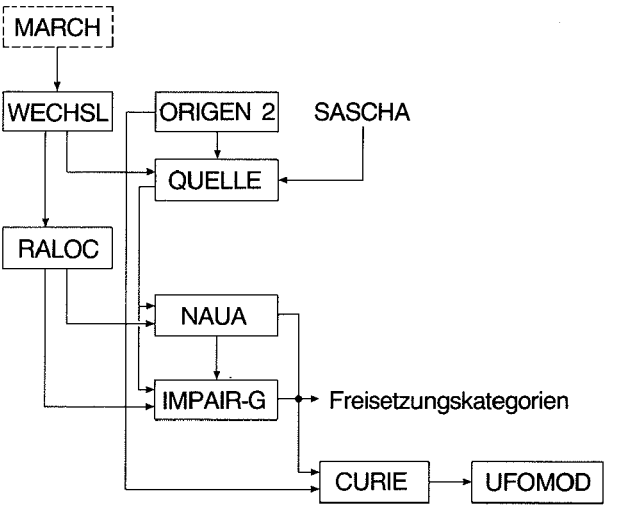


Bild 2: Schematische Verknüpfung von Rechenmodellen

Auf der Basis dieser Freisetzung von Energie, Wasser, Wasserdampf und Gasen (H_2, CO_2, CO) wird mit dem Multicompartmentprogramm RALOC die thermodynamische Entwicklung im Reaktorgebäude beschrieben.

Diese Ergebnisse der thermodynamischen Berechnung bilden gemeinsam mit den Ergebnissen der Primärfreisetzungsrechnung die Eingabewerte der Verhaltens- und Transportrechnung aerosolförmiger Freisetzungen mit dem Multicompartmentmodell NAUA. In der DRS-Phase A wurde das Ablagerungs- und Transportverhalten aerosolförmiger Stoffe mit dem Programm CORRAL berechnet. Dort war die für die Gravitationsabscheidung wichtige Partikelgröße durch an Experimente angepaßte Eingabewerte vorgegeben. In der DRS-Phase B wird das im KfK entwickelte Programm NAUA verwendet, in dem die Prozesse, die in einem im allgemeinen polydispersen Partikelkollektiv wirken, explizit formuliert sind. Als innere Wechselwirkungen zwischen den luftgetragenen Partikeln wird Brownsche Koagulation und Gravitationskoagulation berücksichtigt.

Die Verringerung der luftgetragenen Partikelkonzentration wird im NAUA-Code durch folgende Prozesse bewirkt:

- Sedimentation auf horizontale Flächen durch den Einfluß der Schwerkraft,
- Diffusion zur Wand durch den Konzentrationsgradienten in der Grenzschicht,
- Diffusiophorese zur Wand als Mitführung bei der Wasserdampfkondensation und
- Leckage mit der thermodynamisch ermittelten Gasabströmung.

Die verschiedenen Erscheinungsformen der Jod-Spaltprodukte, die überwiegend als Aerosol (CsJ), aber auch als Gas (CH_3J, J_2) in der SB-Atmosphäre vorliegen, werden mit dem Code IMPAIR-G verfolgt. Das Jodmodell wurde in Zusammenarbeit von KfK und KWU erstellt [2] und wurde in der Folgezeit von GRS weiterentwickelt. Mit diesem Modell wird auch der Spaltproduktaustrag durch Tröpfchenmitriß bei der Sumpfverdampfung beschrieben. Der zeitliche Verlauf der Spaltproduktfreisetzung in die Umgebung wird mit dem Programm CURIE unter Berücksichtigung des radioaktiven Zerfalls für

alle aerosol- und gasförmigen radioaktiven Stoffe einschließlich der Edelgase angegeben. Die Ermittlung der Unfallfolgen geschieht mit dem weiterentwickelten Modell UFOMOD.

Das gesamte Codesystem ist sehr umfangreich. Aber dadurch, daß die einzelnen Zwischenergebnisse ausgedruckt und ausgewertet werden, sind die Endergebnisse überschaubar und in wesentlichen Punkten auch nachvollziehbar.

Ergebnisse DRS-Phase B und Vergleich mit DRS-Phase A

Die Ergebnisse der Freisetzungsrechnungen in den beiden Kernschmelzabläufen im Niederdruck- bzw. Hochdruckpfad werden für die Fälle eines erfolgten bzw. versagenden Sicherheitsbehälterabschlusses bei Unfallbeginn angegeben. Diese Darstellung wird hier auf die zwei Elemente Jod und Cäsium beschränkt, denen bei der Ermittlung von Unfallfolgen eine erhöhte Bedeutung zukommt.

An den Bildern der täglichen Aktivitätsfreisetzung von J-131 werden die Unterschiede im Zeitverlauf zwischen den Hochdruck- und Niederdruckkernschmelzfällen augenfällig (Bild 3). In den HD-Fällen erfolgt die Freisetzung nach draußen innerhalb von zwei Tagen, während die ND-Fälle eine wesentlich längere Freisetzungsdauer von etwa 8 Tagen besitzen. Bei den HD-Kernschmelzfällen wird als einleitendes Ereignis der Eintritt des „Notstromfalls" angesehen, was den Ausfall aller aktiven Notkühlsysteme zur Folge hat. Somit bleibt das zur Abfuhr der Nachzerfallsleistung verfügbare Kühlmittel mit ca. 500 t erheblich unter den etwa 2000 t, die im ND-Pfad eingespeist werden, wodurch die zur Verdampfung des Sumpfwassers benötigte Zeit entsprechend verkürzt wird.

Diese Charakterisierung des Freisetzungsprofils trifft sowohl für die Fälle mit versagendem Containmentabschluß, wie auch für die Fälle zu, bei denen der SB-Abschluß erfolgt und ab dem vierten Tag ein gezielter Druckabbau des Sicherheitsbehälters durchgeführt wird.

In beiden Fällen des erfolgreichen SB-Abschlusses bleibt die erste Phase (~3,5 d) bis zum Einleiten der Druckentlastung unbedeutend für die integrale Aktivitätsfreisetzung, gleichgültig ob eine RR-Absaugung über Filter erfolgt (FK6) oder wegen Nichtverfügbarkeit der Spannungsversorgung unmöglich ist (FK5).

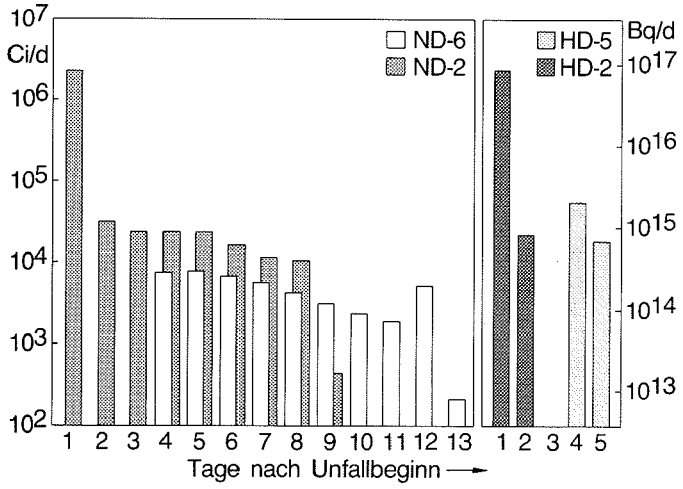


Bild 3: Freisetzungsraten pro Tag für Jod 131

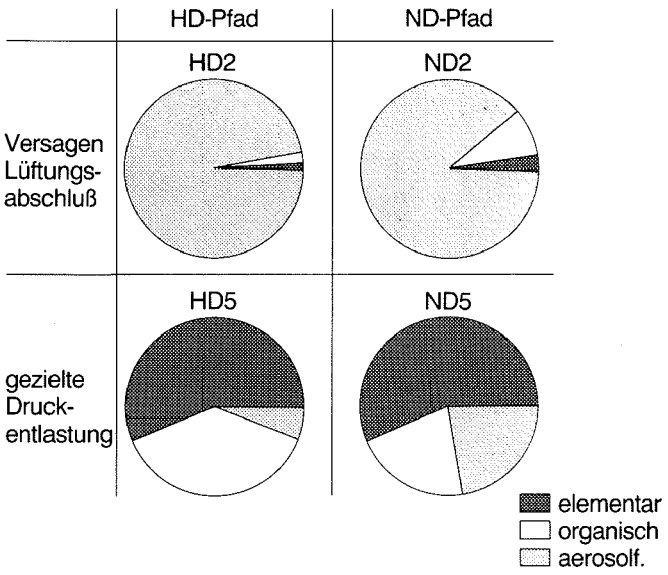


Bild 4: Chemische Zusammensetzung des freigesetzten Jods

Im Vergleich der Aktivitätsfreisetzungsraten für J-131 in den Fällen des erfolgreichen SB-Abschlusses übersteigt der HD-Pfad deutlich die Werte im ND-Pfad. Dies ist ebenfalls ursächlich mit den unterschiedlichen Sumpfvolumina verknüpft. Der dominierende Anteil der Jodfreisetzung wird bei langen Einschlußzeiten im SB von gasförmigen Spezies gebildet, J_2 und CH_3J, deren luftgetragene Konzentration bei Beginn der Druckentlastung vom Gleichgewichtswert der Verteilung von elementarem Jod zwischen Atmosphäre und Sumpf vorherrschend bestimmt wird.

Die beiden Kernschmelzfälle zeigen im Fall einer seit Unfallbeginn bestehenden großen SB-Leckage in den ersten beiden Tagen weitgehend übereinstimmende Jodfreisetzungen, die auf Ähnlichkeiten bezüglich des Integralwerts der Freisetzung aus der Kernschmelze in die SB-Atmosphäre und die trotz bestehender Unterschiede im Ereignisablauf auf eine starke Gasabströmung aus dem SB zurückzuführen sind.

In der Abbildung der chemischen Zusammensetzung der in die Umgebung gelangenden Jodspezies (Bild 4) werden die wesentlichen Phänomene der Jodmodellierung sichtbar. In beiden Fällen mit von Beginn an offenem Sicherheitsbehälter ist die vorherrschende Jodform das an Aerosole gebundene Jod gegenüber den gasförmigen Anteilen (J_2, CH_3J). Der im ND-Pfad länger andauernde Freisetzungsverlauf führt, im Vergleich zum HD-Pfad, zu einem höheren Anteil gasförmiger Anteile insbesondere organischer Jodformen, die über Austauschprozesse von J_2 aus dem Sumpf in die Atmosphäre und nachfolgenden chemischen Reaktionen gebildet werden.

Die Fälle mit langer Einschlußzeit im Sicherheitsbehälter (HD5, ND6) zeigen einen über 50%igen Anteil der molekularen Jodform. Während im HD-Pfad die aerosolförmigen Jodanteile vergleichsweise unbedeutend (< 10 %) bleiben, hat diese Jodform mit etwa 25 % bei ND6 einen deutlich stärkeren Freisetzungsanteil. Hier zeigt sich ebenfalls ein Effekt, der kausal mit dem geringeren Kühlmittelinventar im Sumpf des SB zusammenhängt. Die Strukturen des HAG besitzen zum Ende der SB-Sumpfverdampfung im Hoch-

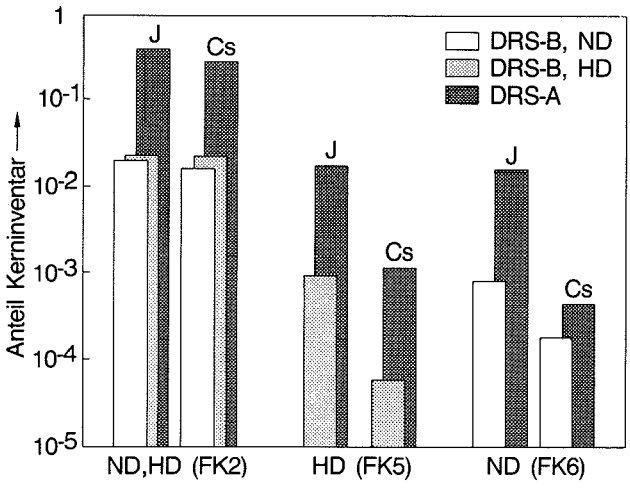


Bild 5: Zur Spaltproduktfreisetzung: Vergleich DRS-A/DRS-B

druckpfad HD5 ein so hohes Aufnahmevermögen für die eingebrachten Energie- und Massenströme, daß der auswärts gerichtete Volumenstrom sich umkehrt und die Spaltproduktfreisetzung zum Erliegen kommt und die zum Ende der Sumpfverdampfung höher kontaminierten Mitrißtröpfchen nicht mehr nach außen gelangen.

Eine Gegenüberstellung der neuen Ergebnisse der Phase B mit denen der Phase A der DRS am Beispiel der Jod- und Cäsium-Freisetzung ergibt generell eine Verringerung der Quellterme um einen Faktor 10–20 (Bild 5). Eine Ausnahme bildet hier die Cs-Freisetzung im Fall ND6, die etwa 40 % der in der DRS-A angegebenen Freisetzung ausmacht. Hier zeigt sich, auch im Vergleich mit dem Resultat im Hochdruckkernschmelzfall, daß der Quelltermbeitrag durch den Mitriß kontaminierter Wassertröpfchen bei der Sumpfverdampfung dominiert. Die Hauptursache für die Reduktion des Quellterms beim Versagen des Lüftungsabschlusses liegt in der Rückhaltewirkung der umgebenden Gebäude (Ringraum und Hilfsanlagengebäude), die in der Phase A nicht berücksichtigt wurde.

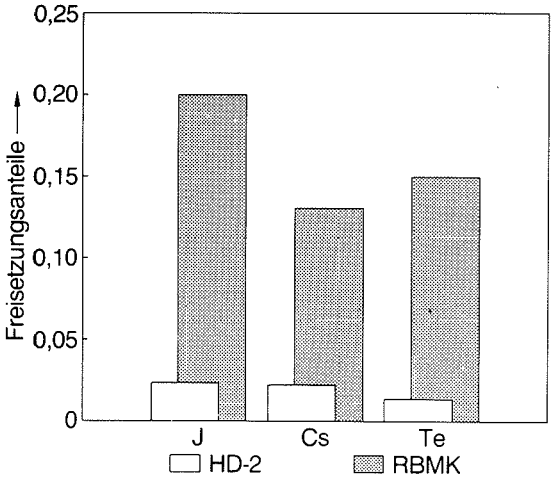


Bild 6: Vergleich der Aktivitätsfreisetzung: Tschernobyl/DRS-B

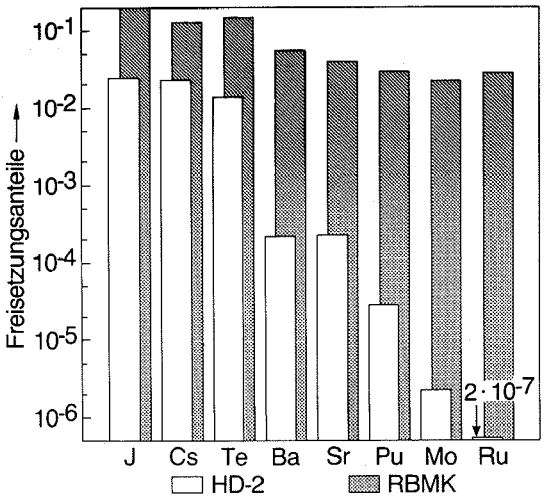


Bild 7: Vergleich der freigesetzten Nuklidspektren: Tschernobyl/DRS-B

Vergleich der Ergebnisse mit den Aktivitätsfreisetzungen aus dem Tschernobyl-Reaktor

Die Aktivitätsfreisetzung aus dem Tschernobyl-Reaktor unterscheidet sich in zwei Bereichen grundlegend von den in der DRS-B analysierten potentiellen Freisetzungen aus einem Druckwasserreaktor des Typs Biblis B und zwar:

- in der Höhe der Aktivitätsfreisetzung,
- in dem freigesetzten Nuklidspektrum.

Die Bilder 6 und 7 machen dies deutlich. Hier sind für die einzelnen Nuklidgruppen die berechneten integralen Freisetzungen aus dem Gebäude am Beispiel des Hochdruckpfades mit Versagen des SB-Abschlusses (HD-2) den aus Meßwerten ermittelten Daten der Aktivitätsfreisetzung aus dem Tschernobyl-Reaktor gegenübergestellt. Beim HD-Pfad liegt die potentielle Aktivitätsfreisetzung der leichtflüchtigen Nuklidgruppen J, Cs und Te um etwa 1 Zehnerpotenz niedriger. Trotz des angenommenen Versagens des Lüftungsabschlusses des Sicherheitsbehälters kommt es in den umgebenden Gebäuden Ringraum und Hilfsanlagengebäude zu Ablagerungseffekten und damit zu einer gewissen Rückhaltewirkung für radioaktive Stoffe. Im Falle des Tschernobyl-Reaktors wurde durch die Exkursion das Gebäude zerstört, so daß solche Rückhalteeffekte hier nicht zum Tragen kamen.

Eine erheblich größere Diskrepanz ergibt sich bei einem Vergleich des freigesetzten Nuklidspektrums (Bild 7). Die Aktivitätsfreisetzung der einzelnen Nuklidgruppen aus Tschernobyl zeigt nahezu keine Nuklidabhängigkeit und liegt innerhalb eines Faktors 10. Bei den berechneten Aktivitätsfreisetzungen für den HD-Pfad dagegen treten erhebliche nuklidspezifische Effekte in Erscheinung. Die Ursache für diese Diskrepanz liegt in den unterschiedlichen Unfallabläufen und den unterschiedlichen Freisetzungsmechanismen begründet.

Durch die Exkursion im Tschernobyl-Reaktor wurden Teile des Kerns instantan auf sehr hohe Temperaturen aufgeheizt (4000 bis 5000 K), er wurde partiell zerstört und dadurch sehr stark fragmentiert. Ein geringer Teil (weniger als 1 % des Gesamtinventars) wurde aus dem Reaktorgebäude ausgeworfen, der überwiegende Teil dagegen lagerte sich auf Strukturen oder im Graphit ab. Die bei der Exkursion auftretenden hohen Temperaturen

bewirken, daß sämtliche Nuklide ähnliches Freisetzungsverhalten zeigen. Im Laufe des Unfalls bildete sich eine Konvektionsströmung aus, die dazu führte, daß die Kernfragmente wegen ihrer großen Oberfläche gekühlt wurden und die Temperatur deutlich unter die Schmelztemperatur des Brennstoffs absank. Hierdurch wurde ein weiteres Durchschmelzen nach unten wirksam unterbunden. Dem positiven Effekt der Kernkühlung durch die Luftströmung steht jedoch der negative Effekt der Resuspension gegenüber. Durch die Luftströmung können die fein fraktionierten Teilchen aufgewirbelt werden. Zusätzlich begann der Graphit zu brennen. Beides bewirkte, daß abgelagerter Brennstoff und Spaltprodukte mechanisch freigesetzt wurden und über einen Zeitbereich von etwa zehn Tagen mit der Luftströmung nach außen gelangten. Dies erklärt auch den relativ hohen Anteil üblicherweise nicht flüchtiger Nuklide im Spektrum.

Für deutsche Leichtwasserreaktoren kann aufgrund der sicherheitstechnischen Auslegung eine Leistungsexkursion ausgeschlossen werden. Bei den im Rahmen von Risikountersuchungen betrachteten Kernschmelzunfällen zeigt sich, daß sich der Kern langsam bis zur Schmelztemperatur aufheizt. Dabei kommt es zunächst zur Freisetzung der leichtflüchtigen radioaktiven Stoffe und bei noch weiter steigender Temperatur zu einem geringeren Anteil auch zu einer Freisetzung schwerer flüchtiger Nuklide. Insgesamt ist das Freisetzungsspektrum mit flüchtigen Nukliden angereichert und weist einen deutlichen Unterschied zu dem aus Tschernobyl freigesetzten Nuklidspektrum auf.

Schrifttum

[1] Proceedings of the Specialists' Workshop on Iodine Chemistry in Reactor Safety, Sept. 11th and 12th, 1985, AERE, Harwell, England
AERE R 11974, United Kingdom Atomic Energy Authority, Harwell, Jan. 1986

[2] Hosemann, I.P.; K.H. Neeb und J. Wilhelm: Vortrag Jahrestagung Kerntechnik 1983, Fachsitzung „Sicherheit von Kernkraftwerken"

[3] Richter, F.; R. Rippel; G. Pröbstle und O. Ternholz: Experimentelle Untersuchungen zum Verhalten des Jods bei hypothetischen Störfällen, Teil I:
Tropfenmitriß, R917/86/009, KWU, Erlangen, Juni 1986

[4] Gesellschaft für Reaktorsicherheit: Deutsche Risikostudie Kernkraftwerke, Hauptband, Verlag TÜV Rheinland, 1979

[5] Albrecht, H., und H. Wild: Review of the Main Results of the SASCHA Program on Fission Product Release under Core Melting Conditions. Primärbericht PNS-Nr. 815/85, Kernforschungszentrum Karlsruhe, Mai 1984

Diskussion

K. Zühlke (KfK):

Liegen theoretische und experimentelle Untersuchungen vor, die den Anteil der Abscheidung von Aerosolen durch die Anwesenheit elektrischer Ladungsträger und die Ionisierung im kondensierenden Dampf berücksichtigen?

Ist eine Erhöhung der Abscheidung durch künstliche Ionisierungsquellen wie beim Elektrofilter aussichtsreich?

H.-G. Friederichs (GRS):

Dazu sei gesagt, daß man mehrere Effekte bei der Abscheidung von Aerosolpartikel kennt. Die wichtigsten Effekte wurden hier auch modelliert. Meines Wissens ist die verstärkte Abscheidung durch die Ionisierung des Aerosolpartikels ein Effekt, der von untergeordneter Bedeutung ist. Deshalb wurde er in diesen Aerosolmodellen und Experimenten nicht näher untersucht. Er liefert nur einen ganz geringen Beitrag zur Abscheidung des Aerosolsystems, während die Hauptabscheidung natürlich über die Sedimentation infolge der Schwerkraft und die Abscheidung über Diffusiophorese erfolgt, das heißt ein Prozeß, bei dem Aerosolteilchen durch den kondensierenden Dampfstrom an den Wänden mitgerissen und dann an den Wänden abgelagert werden. Das sind eigentlich die wesentlichen Prozesse für die Abscheidung der Aerosole in der Unfallatmosphäre.

W. Braun (KWU):

1. Was den Hochdruck-(HD-)Pfad der Freisetzungskategorie (FK 2) anbelangt, sollte noch einmal geprüft werden, ob es einen hinreichenden ursächlichen Zusammenhang gibt zwischen Versagen des Sicherheitsbehälterabschlusses und Ausfall der HD-Notkühleinrichtung.
2. Was die FK 6 anbelangt, sollte in der deutschen Risikostudie Phase B, untersucht werden, welche zusätzliche Verminderung der radiologischen Auswirkungen durch eine gezielte Druckentlastung über Filter in den Schornstein erreicht werden kann bzw. durch die nur zeitweise Druckentlastung bei entsprechend günstiger Wetterlage.
3. Für eine Diskussion der umstrittenen Annahmen bei der Wiederfreisetzung aus dem verdampfenden Sumpf wäre ich dankbar.

H.-G. Friederichs (GRS):

Zunächst zu Punkt 1, Offenbleiben der Lüftungsklappen im Hochdruck-(HD-)Pfad: Das ist – wie Sie sagten – ein Postulat, das wir hier angenommen haben. Wir wollten damit andere Fälle des Containmentverhaltens abdeckend behandeln.

Zu Punkt 2, Filterung bei der Druckentlastung: Hier war die Vorgehensweise so, daß wir ein in Biblis vorhandenes System zur Druckentlastung benutzt haben. Ich erwähnte schon in meinem Vortrag, daß man – sollten entsprechende Maßnahmen ergriffen werden – mit Sicherheit auch eine Filterung vorsehen wird, so daß sich die Freisetzung in die Umgebung noch erheblich reduzieren würde.

Zu Punkt 3, Spaltproduktrückhaltung im Sumpf: Da sind ja gerade bei der KWU Experimente zur Größe des Tröpfchenaustrags und zur Größenverteilung der Tröpfchen durchgeführt worden. Diese Ergebnisse sind hier in diese Untersuchungen eingeflossen. Da liegen also schon Erfahrungen und Experimente vor.

F.W. Heuser (GRS):

Ich möchte zum Stichwort HD 2 etwas ergänzen. Wenn ich richtig verstanden habe, fragen Sie, ob ein ursächlicher Zusammenhang mit dem Ausfall der Energie- oder Notstromversorgung mit unterstellt worden ist. Wir müssen hier nochmals ins Detail gehen. Es ist aber so, daß ein großer Anteil – es ist nicht ursächlich der Kausalzusammenhang – der Abläufe aus nichtbeherrschten Transientenstörfällen aus dem Ausfall der Energieversorgung resultiert. Es gibt andere Anteile zu nichtbeherrschten Transientenstörfällen – sprich HD 2 –, wo die Energieversorgung durchaus vorhanden ist. Aber hier ist natürlich von der Phänomenologie her immer der Fall diskutiert worden, der abdeckend ist. Aber Sie haben recht, es gibt einen anderen Anteil, der ist vielleicht etwas kleiner im HD 2, bei dem die Energieversorgung nicht verletzt ist.

K.H. Neeb (KWU):

Zum Tröpfchentransport: Wird gleicher Mechanismus (Austrag, Tropfengröße) unterstellt bis zum völligen Eindampfen des Sumpfes?

H.-G. Friederichs (GRS):

Das haben wir, ja. Wir haben unterstellt, daß ein Faktor von 10^{-4} – und zwar relativ zu der abströmenden Dampfmasse – als Tropfen mitgerissen wird, so daß die im Wasser gelösten oder suspendierten Spaltprodukte wieder in die Atmosphäre des Sicherheitsbehälters ausgetragen werden, wobei wir natürlich Ablagerungen der Tröpfchen durch Sedimentation im Sicherheitsbehälter und im umgebenden Gebäude berücksichtigt haben. Hierbei haben wir einen Tropfengrößendurchmesser von 5 μ unterstellt.

K.H. Neeb (KWU):

Müßte man dabei unter Umständen berücksichtigen, daß ab einer gewissen Viskosität des Sumpfwassers der Mechanismus ein anderer ist?

H.-G. Friederichs (GRS):

Das haben wir nicht untersucht. Aber es ist so, daß die Hälfte der Freisetzung schon erfolgt ist, wenn wir noch etwa 6 bis 7 m^3 Wasser haben, während die letzten Kubikmeter bis zum Eindampfen gar nicht die Chance haben, aus dem Sicherheitsbehälter freigesetzt zu werden, weil die Transportzeiten nicht ausreichen. Das heißt, die von Ihnen angesprochenen Effekte haben letztlich nur einen geringen Einfluß auf die integrale Freisetzung.

K.H. Neeb (KWU):

Wie wird das weitere Verhalten des im Ringraum abgeschiedenen Jods behandelt? Unterstellen Sie da für das elementare Jod eine erneute Freisetzung nach Verteilungskoeffizient?

H.-G. Friederichs (GRS):

Ja.

K.H. Neeb (KWU):

Noch eine Bemerkung zum Schluß zu Tschernobyl. Ich glaube, man muß den Unfallablauf differenzieren in zwei Phasen:

- eine 1. Phase, in der – bedingt durch die sehr hohen Temperaturen – die Brennstoffzusammensetzung hinsichtlich der Radioaktivität auch in den ausgetragenen Aerosolen fast widergespiegelt wird;
- eine 2. Phase, die sich an diese Leistungsexkursion anschließt, bei der bevorzugt die leichter flüchtigen Spaltprodukte wie Jod, Cäsium, Tellur, aber auch in verstärktem Maße das Ruthen mit ausgetragen werden. Ich glaube, es wird noch sehr schwerfallen, die dort hinsichtlich des Zeitablaufs und auch vielleicht quer über den Reaktor differierenden Freisetzungsbedingungen sowohl temperaturmäßig als auch chemisch in eine solche Erklärung mit einbinden zu können.

H.-G. Friederichs (GRS):

Bei unseren Analysen im Rahmen der deutschen Risikostudie kann man davon ausgehen, daß bei der Freisetzung reduzierende Bedingungen herrschen. Das bedeutet, daß beispielsweise das Ruthen als Metall quasi nicht flüchtig ist. Während des Unfallablaufs in Tschernobyl war Luft zugegen. Das heißt, wir müssen davon ausgehen, daß oxidierende Verhältnisse geherrscht haben. Unter diesen Bedingungen hat das Ruthen als Oxid eine erheblich größere Flüchtigkeit.

Die Freisetzungen in der 2. Phase im Anschluß an die Leistungsexkursion ist dadurch gekennzeichnet, daß wir hier auch noch eine Anreicherung leichtflüchtiger Nuklide wie Jod, Cäsium und Tellur in den Spektren beobachtet haben. Demnach muß der Kern noch auf höheren Temperaturen gewesen sein, so daß zusätzlich zu dem mechanischen Aufwirbeln der abgelagerten Partikel noch eine Freisetzung durch Verdampfungsprozesse hinzukam. Deshalb war auch in dem von mir gezeigten Spektrum die integrale Freisetzung dieser leichtflüchtigen Nuklide um den Faktor 3 bis 10 erhöht. Nach Absinken der Kerntemperatur ist nur noch die mechanische Freisetzung durch das Aufwirbeln für die Freisetzung wirksam.

Fortschrittliche Ausbreitungsmodelle für Störfall-/Unfallanalysen

Von K. Maßmeyer, R. Martens und W. Pfeffer[1])

Kurzfassung

Während der zurückliegenden zehn Jahre wurden verstärkt Modelle zur rechnergestützten Beschreibung des Ausbreitungsverhaltens luftgetragener Schadstoffe entwickelt. Die dabei verfolgten Modellkonzeptionen basieren zwar auf sehr unterschiedlichen Modellierungsansätzen, sie haben jedoch das gemeinsame Ziel, über das bisher häufig verwendete Gauß-Fahnenmodell hinaus, Ausbreitungssituationen auch bei komplizierteren meteorologischen Randbedingungen und in strukturiertem Gelände realitätsnah zu beschreiben.

Der Vortrag umreißt einleitend das Anwendungsspektrum der Ausbreitungsmodelle und stellt die wesentlichen Einflußgrößen für den Schadstofftransport in der Atmosphäre zusammen. Es werden in Übersichtsform die verschiedenen Modellierungsansätze sowohl für den sogenannten turbulenten Transport als auch für die Bestimmung des mittleren atmosphärischen Strömungsfeldes vorgestellt. Der Einsatzbereich der Modelle wird hinsichtlich ihrer Rechenökonomie und ihrem physikalischen Gehalt eingegrenzt.

Die Ausführungen erlauben die Schlußfolgerung, daß im Sinne des breitgefächerten Anwendungsspektrums kein universelles Modell zur Beschreibung des atmosphärischen Schadstofftransportes existiert. Es ist anzustreben, ein Modellsystem bereitzustellen, das die Kopplung verschiedener Modellansätze erlaubt. Dieses Modellsystem sollte in der Lage sein, zu erwartende Umgebungsbelastungen vom Nah- bis zum Fernbereich einer Emissionsquelle sowohl für Kurzzeit- (zum Beispiel Störfall-) freisetzungen als auch für Langzeitemissionen realitätsnah zu berechnen.

Neben einer Verbesserung der Rechenökonomie einzelner Modelle sollte die Modellvalidierung sowie eine verbesserte Parametrisierung der Modelleingabedaten, insbesondere unter komplexen meteorologischen Bedingungen in strukturiertem Gelände, zukünftig weiterverfolgt werden.

Abstract

During the last decade models for the prediction of diffusion of pollutants have been intensively developed. Compared to the classical Gaussion model for continuous release all the different conceptional approaches aimed to a better description of the pollutants behaviour in complex meteorological situations and topographical boundary conditions.

The paper gives a short overview concerning the scope of modelling atmospheric dispersion. The most important factors on atmospheric transport processes are summarized. Basic principles of different modelling strategies for the so called turbulent transport and the advective part of the dispersion process are introduced. The range of application of those models is discussed under the constraints of model physics and economy of calculation.

Bearing in mind the wide range of application of atmospheric transport models, no universal computer code exists. A code system should be installed which allows a coupling of different conceptional approaches. Aided by this system an improved estimation of pollutant diffusion from near to far field regions and under short as well as long period release conditions is strived for.

---

[1]) Dr. Klaus Maßmeyer, Dr. Reinhard Martens und Dr. Wolfgang Pfeffer, Gesellschaft für Reaktorsicherheit (GRS) mbH, Köln

Future work in atmospheric dispersion modelling should cover further model validation and improvement of parameterization schemes, both with respect to complex meteorological and topographical conditions.

Einleitung

Modelle zur Beschreibung der Ausbreitungsverhältnisse luftgetragener Schadstoffe können verwendet werden, um

- prognostisch (zum Beispiel bei vorgegebenem Quellterm) die Umgebungsbelastung in verschiedenen Entfernungsbereichen eines Emittenten zu bestimmen,
- diagnostisch Einzelsituationen der atmosphärischen Ausbreitungsverhältnisse „nachzurechnen", zum Beispiel mit dem Ziel der Quelltermbestimmung,
- in Risiko- oder Regionalstudien über ein größeres Gebiet Schadensbilder zu ermitteln, die auf statistischem Weg, das heißt unter Benutzung einer Vielzahl einzelner Ausbreitungssituationen (sogenannter Wetterabläufe) abgeleitet werden,
- im Genehmigungsverfahren kerntechnischer oder konventioneller Anlagen Immissionsszenarien (zum Beispiel Langzeitimmission oder Störfallsituationen) zu analysieren.

Die Anforderungen an die Leistungsfähigkeit eines Ausbreitungsmodells sind je nach Anwendungsbereich unterschiedlich (zum Beispiel Prognose oder Diagnose einer Ausbreitungssituation, Berücksichtigung der Rechenzeit). Unabhängig vom Anwendungsbereich müssen jedoch in jedem Fall im Ausbreitungsmodell bzw. in den Modellparametern eine Vielzahl von Einflußgrößen berücksichtigt werden, um ein möglichst realistisches Bild der Ausbreitungsbedingungen wiederzugeben. Die Gesamtheit der Einflußfaktoren auf den Schadstofftransport läßt sich in drei Gruppen zusammenfassen:

1. Quelltermspezifische Angaben:
   - Quellform (Punktquelle, zum Beispiel Kamin, Linienquelle, zum Beispiel Autobahn),
   - geometrische Quellhöhe,
   - zeitlicher Verlauf der Stärke der Emission,
   - chemische und physikalische Eigenschaften der emittierten Stoffe,
   - Fahnenüberhöhung durch mechanischen Austrittsimpuls und thermischen Auftrieb.
2. Umgebungsbedingungen
   - Oberflächenform (Hügel, Täler),
   - Oberflächenbeschaffenheit (Bewuchs, Bebauung).
3. Meteorologie
   - räumlich und zeitlich veränderliche Windfelder,
   - räumlich und zeitlich veränderliche Turbulenzbedingungen,
   - Temperatur- und Feuchtefelder, zum Beispiel Inversionen und deren zeitlicher Verlauf; Wolken- und Niederschlagsbildung; interne Grenzflächen.

In Bild 1 sind die wesentlichen Einflußgrößen der Quell- und Umgebungsparameter für den Schadstofftransport in der Atmosphäre dargestellt. Die Abgaben aus dem Kamin bzw. dem Wohnhaus erfolgen kontinuierlich, jedoch mit unterschiedlicher Stärke und in verschiedenen Quellhöhen. Emissionen über den Kamin sind hier mit einer Schornsteinüberhöhung verbunden, die sich mit den meteorologischen Bedingungen verändern kann. Das dargestellte Industriegebäude weist beispielhaft eine diskontinuierliche Schadstoffabgabe auf; die atmosphärische Ausbreitung dieser Schadstoffe wird zunächst durch

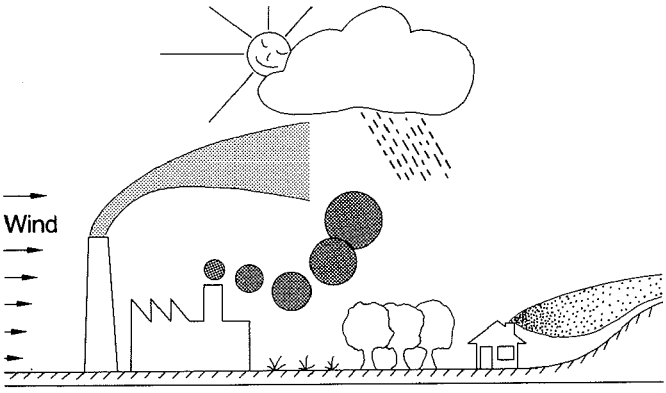


Bild 1: Schematische Darstellung verschiedener Einflußgrößen auf den Schadstofftransport in der Atmosphäre

Gebäudeeinflüsse und später durch variierende Oberflächenbeschaffenheit verändert. Alle freigesetzten Schadstoffe breiten sich zuerst über ebenem Gelände aus, ehe sie durch den am rechten Bildrand eingezeichneten Geländesprung in ihrem weiteren Ausbreitungsverhalten beeinflußt werden.

Darüber hinaus sind bei der Schadstoffausbreitung Abreicherungsmechanismen zu betrachten, zum Beispiel durch radioaktiven Zerfall, chemische Umwandlung oder durch trockene bzw. nasse Ablagerung am Boden. Der Abreicherungsmechanismus durch nasse Ablagerung ist durch den Niederschlag unterhalb der Wolke angedeutet.

Häufig wird bei der Modellierung die aus einer Ausbreitungssituation resultierende Schadstoffverteilung durch die Lösung der sogenannten Diffusions-Advektionsgleichung ermittelt, die die zeitliche Änderung der Schadstoffkonzentration mit den verschiedenen Transportmechanismen und den Quell- bzw. Senkentermen für den jeweiligen Schadstoff in Beziehung setzt:

Zeitliche Änderung der Konzentration an einem festen Ort	=	Transport mit dem mittleren Windfeld	+	Turbulente Diffusion	+	Quellen	+	Senken

Nach der Diffusions-Advektionsgleichung wird eine Konzentrationsänderung an einem bestimmten Ort durch den Schadstofftransport mit dem mittleren Windfeld, durch die turbulente Diffusion sowie durch Quellen und Senken des Schadstoffes (zum Beispiel durch die oben genannten Abreicherungsprozesse) am Ort der Beobachtung verursacht.

Bild 2 zeigt schematisch in Aufsicht den mit dem mittleren Windfeld entlang der Trajektorie verbundenen Transport einer Schadstoffwolke (Advektion), die einer kurzfristigen Freisetzung entstammt (engl. Puff), sowie deren durch Turbulenz verursachte Vergrößerung. Die Modellvorstellung für den atmosphärischen Transport ist dabei, daß Wirbel unterschiedlicher Größe für die Schadstoffverteilung insgesamt verantwortlich sind. Kleine Wirbel sind in dieser Modellvorstellung der turbulenten Diffusion, große Wirbel

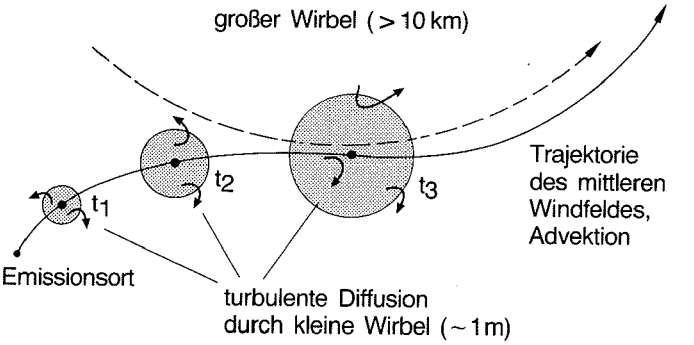


Bild 2: Schematische Darstellung des atmosphärischen Schadstofftransportes sowohl mit dem mittleren Windfeld (Advektion) entlang der Trajektorie als auch durch turbulente Diffusion über kleine Wirbel (Aufsicht); die Puffentwicklung ist zu den drei Zeitpunkten t_1, t_2 und t_3 dargestellt

(zum Beispiel die atmosphärischen Hoch- und Tiefdruckgebiete) dem Transport mit dem sogenannten mittleren, im Vergleich zur Turbulenz langsam variierenden Windfeld, zuzuordnen.

Windprofil und Turbulenzerzeugung

Die Vertikalstruktur verschiedener meteorologischer Parameter übt einen bedeutenden Einfluß auf die Ausbreitungsprozesse in der Atmosphäre aus. So variieren Windgeschwindigkeit und -richtung im allgemeinen mit der Höhe; diese Variationen werden durch das sogenannte Windprofil beschrieben. Damit wird sofort verständlich, daß die Quellhöhe als Eingangsparameter in das Windprofil bezüglich Transportweg und Transportzeit einer Schadstoffwolke (Advektion) von Bedeutung ist. Zusätzlich sind im Windprofil Informationen über den Turbulenzzustand der Atmosphäre enthalten.

Grundsätzlich unterscheidet man zwischen

- mechanischer Turbulenzerzeugung und
- thermischer Turbulenzerzeugung.

Rauhigkeitselemente an der Erdoberfläche (Bewuchs, Bebauung) üben – bedingt durch die Zähigkeit der Luft – eine mechanische Verzögerungswirkung auf das Windfeld aus, die um so größer ist, je geringer der Abstand der Strömung zu diesen Rauhigkeitselementen ist. Durch die Um- bzw. Überströmung der Rauhigkeitselemente wird der mittleren Strömung kinetische Energie entzogen (die mittlere Windgeschwindigkeit nimmt ab) und in Turbulenzenergie umgewandelt. Je größer die Rauhigkeitselemente sind, desto mehr Turbulenzenergie wird erzeugt, das heißt desto stärker wird ein vorgegebenes Windfeld bei der Überströmung dieser Rauhigkeitselemente verändert. In Bild 3 ist schematisch der Einfluß von zwei unterschiedlich rauhen Unterlagen auf ein anfänglich ungestörtes Windprofil dargestellt.

Das Überströmen einer rauhen Unterlage beeinflußt in größeren Höhen das Strömungsfeld. Dies ist bei Überstreichen einer vergleichsweise glatten Oberfläche nicht der Fall. Im unteren Höhenbereich ergibt sich bei der Überströmung der größeren Rauhigkeitselemente eine stärkere Modifikation der Windgeschwindigkeit und damit eine erhöhte Turbulenzerzeugung. Die Wirksamkeit der mechanischen Turbulenzerzeugung nimmt mit der Höhe ab.

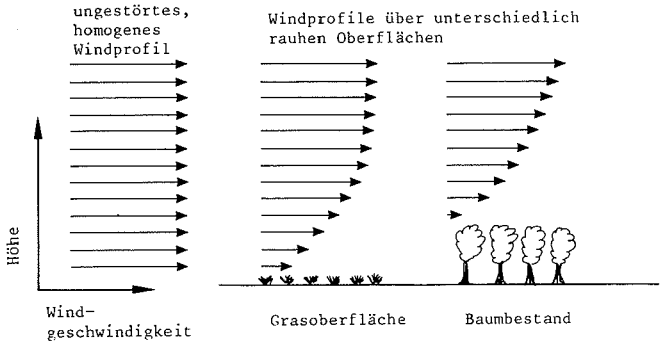


Bild 3: Schematische Darstellung der stationären Windprofile über einer Grasoberfläche und einem Baumbestand im Vergleich zum ideal ungestörten Anströmprofil

Die in Bild 3 dargestellte Strömungsmodifikation und die damit verbundene Turbulenzerzeugung wird mechanische Turbulenzerzeugung genannt.

Diese Art der Turbulenzerzeugung ist nicht nur in der Vertikalen, sondern ebenso in der Horizontalen wirksam (es werden Wirbel mit horizontaler und vertikaler Drehachse erzeugt). Horizontale und vertikale Turbulenzerzeugung führen nicht notwendigerweise zur gleichen Wirbelstruktur, so daß man allgemein von einer Anisotropie der Turbulenz ausgehen muß.

Während mechanisch immer nur eine Turbulenzerzeugung stattfinden kann, ist über thermische Einflüsse sowohl eine Turbulenzerzeugung als auch eine Aufzehrung von Turbulenzenergie möglich. Bei labilen Wettersituationen, bei denen einzelne Luftpakete zu Vertikalbewegungen durch Auftriebskräfte veranlaßt werden, wird Turbulenz verstärkt in größeren Höhen, in denen die mechanische Turbulenzerzeugung lediglich eine untergeordnete Rolle spielt, erzeugt. Bei thermisch stabil geschichteter Atmosphäre (zum Beispiel innerhalb von Inversionsschichten) werden solche Vertikalbewegungen abgeschwächt.

Der Einfluß der thermischen Schichtung auf das Windprofil ist in Bild 4 dargestellt, wobei die Linienstärke der turbulenten Wirbel in den Regionen besonders hervorgehoben

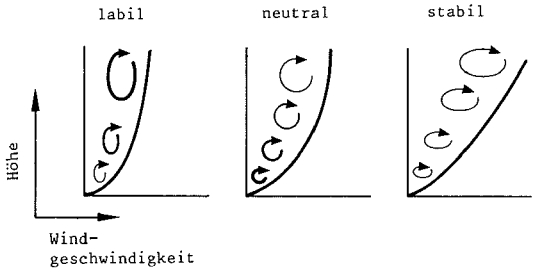


Bild 4: Mittlere Windprofile und turbulente Wirbel bei unterschiedlicher thermischer Schichtung der Atmosphäre. Die Strichdicke der Wirbellinien deutet auf die Gebiete hin, in denen die Wirbel bevorzugt auftreten (nach [1])

ist, in denen die Wirbel vorwiegend produziert werden. Labile atmosphärische Schichtung führt zu verstärkten Vertikalbewegungen, die Wirbel werden gestreckt, stabile Schichtung dämpft Vertikalbewegungen und hemmt die Ausbildung mechanisch erzeugter Wirbel in der Vertikalen.

Die dargestellten Profile gelten für zeitlich konstante Strömungen über einer ebenen, horizontal homogenen Unterlage. Abweichung von diesen Voraussetzungen führen zu komplizierteren Strukturen.

Bild 4 verdeutlicht, daß ein Ausbreitungsmodell

- sowohl den Turbulenzzustand der Atmosphäre aus dem Zusammenwirken der mechanischen und thermischen Turbulenzerzeugung als auch
- den Transport mit dem mittleren Windfeld (Windprofil)

beschreiben muß, um die vollständige Information bezüglich des Ausbreitungsverhaltens luftgetragener Schadstoffe bereitstellen zu können.

Je nach der Aufgabenstellung, zu deren Lösung ein Ausbreitungsmodell herangezogen wird, sind diese beiden Modellierungsaspekte mit unterschiedlichem Gewicht zu versehen. So ist beispielsweise zur Ermittlung der Umgebungsbelastung im Nahbereich (bis etwa 10 km Entfernung) einer in ebenem, ungestörtem Gelände befindlichen Schadstoffquelle die Ermittlung des Strömungsfeldes praktisch überflüssig; es genügt die Angabe der Windrichtung und Windgeschwindigkeit am Emissionsort sowie eine entsprechende Modellierung der turbulenten Diffusion. Bedeutend wichtiger ist die Bestimmung des Strömungsfeldes, zum Beispiel in stark strukturiertem Gelände, in dem gekrümmte Trajektorien auftreten und sowohl Advektion als auch Diffusion detailliert modelliert werden müssen. Bei Problemen des Schadstofftransportes im Fernbereich einer Emissionsquelle (> 100 km Quelldistanz) wird hingegen häufig die turbulente Diffusion nur sehr pauschal bestimmt, während die Trajektorien aus detaillierten Analysen gewonnen werden.

Grundzüge verschiedener Modellierungsansätze für die Ausbreitungsverhältnisse in der Atmosphäre

Die atmosphärischen Ausbreitungsverhältnisse werden insgesamt mit zwei Teilmodellierungen beschrieben, denjenigen, die die turbulente Diffusion und denjenigen, die die Advektion (Bestimmung des zeitlich und räumlich veränderlichen atmosphärischen Windfeldes) behandeln. Eine Sonderstellung nimmt das zunächst vorgestellte konventionelle Gauß-Fahnenmodell ein, bei dem Turbulenz und Advektion nicht getrennt behandelt werden.

Konventionelles Gauß-Modell

Das in Bild 5 dargestellte Gauß-Fahnenmodell geht von der Annahme einer biaxialen Normalverteilung der Schadstoffkonzentration in der Ebene senkrecht zur Ausbreitungsrichtung aus.

Unter den folgenden Randbedingungen,

a) der Ausbreitungsprozeß (die meteorologischen Parameter) ist (sind) zeitlich invariant (stationär),

b) die meteorologischen Parameter sind homogen, das heißt räumlich invariant (diese Randbedingung bedeutet, daß zum Beispiel kein vertikales Windprofil existiert und überall in der Atmosphäre die gleiche Turbulenzstruktur vorherrscht),

c) die Erdoberfläche ist eben und von konstanter Rauhigkeit,

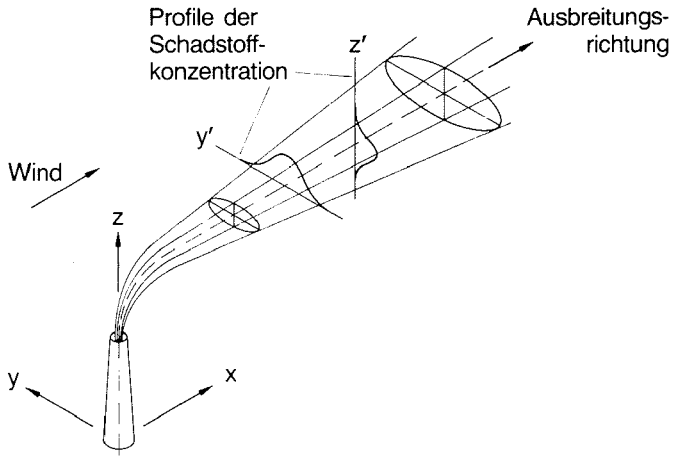


Bild 5: Gauß-Fahnenmodell. Hier: Darstellung der Ausbreitung bei kontinuierlicher Freisetzung im Lee einer Punktquelle [1] (Anwendungen auf andere Quellgeometrien sind möglich)

d) die Schadstoffe unterliegen während der Ausbreitung keiner chemischen oder physikalischen Veränderung (einschließlich Ablagerung),

e) der Schadstofftransport (Advektion) erfolgt horizontal,

f) die Diffusion in Ausbreitungsrichtung wird gegenüber der Advektion vernachlässigt,

g) der Ausbreitungsraum ist nach oben und unten unbegrenzt,

besitzt die Diffusions-Advektionsgleichung eine analytische Lösung (das heißt es existiert eine Funktion, die die Konzentrationsverteilung beschreibt). Diese Lösung stellt das sogenannte Gauß-Fahnenmodell dar.

Obwohl diese Randbedingungen zum Teil sehr restriktiv sind – in der Einleitung wurde darauf hingewiesen, daß zum Beispiel die Windgeschwindigkeit in der Vertikalen nicht homogen ist – wird das Gauß-Fahnenmodell häufig mit Erfolg eingesetzt. Dieser scheinbare Widerspruch löst sich folgendermaßen auf:

- Einzelne Randbedingungen sind für bestimmte Anwendungen entweder bedeutungslos oder sie können mit Modellerweiterungen aufgefangen werden. So ist eine Modellerweiterung bezüglich Randbedingung g) beispielsweise durch die Berücksichtigung einer Inversionsschicht sowie des Erdbodens über die Einführung einer Reflexion an der Inversionsschicht bzw. am Erdboden möglich. Ablagerungseffekte, die mit einer Abreicherung der Schadstoffwolke verbunden sind, lassen sich pauschal durch eine entfernungsabhängige Reduktion der Quellstärke behandeln (Randbedingung d)).
- Die Inhomogenität der Atmosphäre geht durch die experimentell für bestimmte Freisetzungshöhen ermittelten Ausbreitungsparameter in das Modell ein (Randbedingung b)).

Die stärkste Einschränkung der Anwendbarkeit des Gauß-Fahnenmodells bildet die Randbedingung der Stationarität, da die Gaußschen Ausbreitungsparameter für konstante meteorologische Situationen bestimmt worden sind. Zwar läßt sich ein instationäres meteorologisches Feld durch eine Folge solcher klassifizierter (quasistationärer) Zustände – den sogenannten Diffusionskategorien – beschreiben, jedoch stößt die Anwendung des

klassischen Gauß-Fahnenmodells bei kurzfristigen großen Änderungen der meteorologischen Parameter (Wechsel der thermischen Schichtung der Atmosphäre oder der Ausbreitungsrichtung) an ihre Grenzen.

Modellierung der turbulenten Diffusion

Unter instationären atmosphärischen Bedingungen sind Modellierungsansätze nötig, bei denen eine strikte Trennung des Modellansatzes für Diffusion und Advektion möglich ist. Im folgenden werden zunächst verschiedene Modellvorstellungen zur Beschreibung der turbulenten Diffusion dargestellt, im Kapitel „Strömungsmodellierung" diejenigen für die Bestimmung des atmosphärischen Strömungsfeldes.

Fortgeschrittene Gauß-Modelle (Puff-Modelle)

Bei den fortgeschrittenen Gauß-Modellen wird im allgemeinen der gesamte Emissionszeitraum in kleine Zeitintervalle unterteilt, auf die die ebenfalls zeitlich variable Quellstärke verteilt werden kann.

Dadurch ist es möglich,

- zeitlich veränderliche meteorologische Bedingungen (bezüglich Windgeschwindigkeit, -richtung, Diffusionskategorie und gegebenenfalls Niederschlag) sowie
- zeitlich veränderliche Quellstärken

zu berücksichtigen. Schematisch ist die Modellvorstellung fortgeschrittener Gauß-Modelle in Bild 6 dargestellt. Dabei ist die Ausbreitungssituation für die Zeitbereiche

- eine Stunde nach Emissionsbeginn,
- zwei Stunden nach Emissionsbeginn (jeweils vier Puff-Freisetzungen pro Stunde)

getrennt dargestellt. Das insgesamt von den Schadstoffen überstrichene Gebiet ist gekennzeichnet.

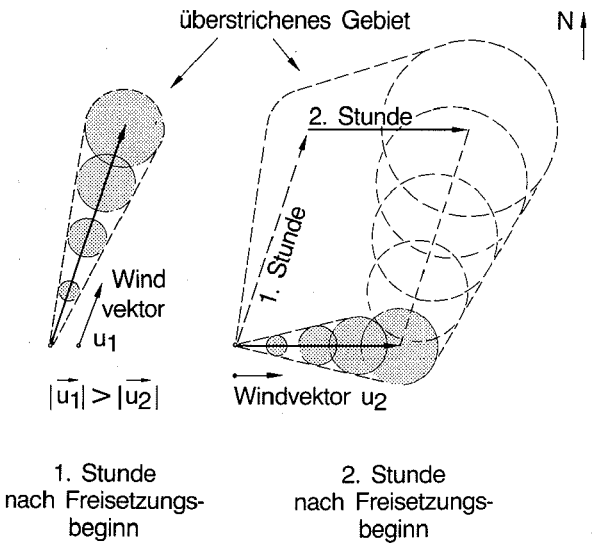


Bild 6: Schematische Darstellung eines sogenannten Gauß-Puffmodells für die Zeitdauer 1 bzw. 2 Stunden nach Freisetzungsbeginn (1 Puff pro 15 min.). Nach der ersten Stunde dreht die Windrichtung von SSW auf W und die Windgeschwindigkeit nimmt ab

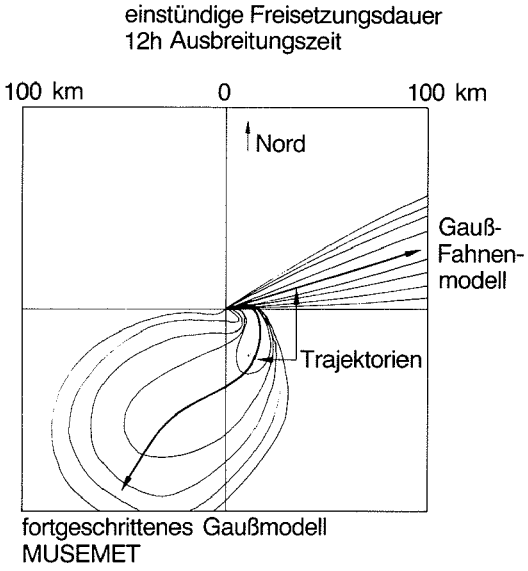


Bild 7: Linien gleicher zeitintegrierter Konzentration, verursacht durch den 12stündigen Transport des innerhalb einer Stunde freigesetzten Schadstoffs. Es werden die Konzentrationsverteilungen verglichen, die mit dem fortgeschrittenen Gauß-Modell MUSEMET [2] (gekrümmte Trajektorie) sowie mit dem Kurzzeitausbreitungsfaktor des konventionellen Gauß-Fahnenmodells berechnet wurden.

Sollen diese fortgeschrittenen Gauß-Modelle außerhalb des Nahbereichs einer Quelle (Quelldistanz größer als etwa 10 km) eingesetzt werden, so ist zur Ermittlung der Puff-Trajektorie ein Windfeldmodell erforderlich, da in einer weiteren Umgebung um die Emissionsquelle nicht mehr von einer Homogenität des Windfeldes ausgegangen werden kann.

Zur Demonstration der prinzipiellen Leistungsfähigkeit fortgeschrittener Gauß-Modelle dient ein Rechenbeispiel des Programmsystems MUSEMET [2], das über einen Zeitraum von 12 Stunden die Linien gleicher zeitintegrierter Konzentration aus einer 100 m hohen Schadstoffquelle (Emissionszeitraum 1 h) im Vergleich zum konventionellen Gauß-Modell darstellt (Bild 7). Als wesentlicher Unterschied zum konventionellen Gauß-Fahnenmodell ist das Volumenquellenmodell, das dem Programmsystem zugrunde liegt, wie andere Puff-Modelle in der Lage, auch krummlinige Trajektorien zu berücksichtigen und die Schadstoffverteilung unter variierenden Ausbreitungsbedingungen zu bestimmen.

Die Ausbreitung beginnt bei stabiler Schichtung und schwachem Südwestwind. Nach einer Stunde dreht der Wind um 60° und die Geschwindigkeit nimmt zu. Ab der siebten Stunde weht der Wind etwa nach Südwest, gleichzeitig wird die Schichtung labiler, das heißt die Verdünnung der Schadstoffwolke wird beschleunigt. Danach bleiben die Ausbreitungsbedingungen konstant. Das konventionelle Gauß-Fahnenmodell berücksichtigt diese Änderungen der Ausbreitungsbedingungen nicht.

K-Modelle (Gittermodelle)

Im Gegensatz zu den analytischen Berechnungen der Schadstoffverteilung mit einem Gauß-Modell lösen die sogenannten *K*-Modelle die Diffusions-Advektionsgleichung auf

numerischem Weg. Man spricht deshalb von K-Modellen, weil die turbulente Diffusion in der Diffusions-Advektionsgleichung durch die zumeist mit K bezeichneten Diffusionskoeffizienten beschrieben (parametrisiert) wird. Über das Modellgebiet, in dem die Schadstoffausbreitung beschrieben werden soll, wird zunächst ein dreidimensionales Gitter gelegt, an dessen Knotenpunkten das Differentialgleichungssystem gelöst wird. Mit dieser Diskretisierung des Rechengebietes wird gleichzeitig die Modellauflösung festgelegt, das heißt, es können Konzentrationswerte lediglich an den jeweiligen Gitterpunkten berechnet werden. Eine Rechnung für nicht mit Gitterpunkten übereinstimmende Positionen ist erst durch geeignete Interpolationsverfahren möglich. Das Diskretisierungsverfahren wird in Bild 8 verdeutlicht (zweidimensional), in dem eine reale Topographie durch eine treppenförmige Struktur angenähert wird. Ebenfalls approximiert wird ein vorgegebenes Vertikalprofil des Diffusionskoeffizienten K. Man erkennt deutlich die abschneidende Wirkung der Diskretisierung. In denjenigen Bereichen, in denen starke Änderungen von Modellparametern zu erwarten sind, wird im allgemeinen die Modellauflösung verfeinert.

Zur Lösung der Differentialgleichung stehen eine Reihe numerischer Verfahren zur Auswahl, die jeweils unter verschiedenen Bedingungen anwendungsspezifisch auszuwählen sind. Ein ideales Lösungsverfahren existiert nicht. Vor allem das Problem der numerischen Diffusion – damit ist eine durch das Berechnungsverfahren bedingte Scheindiffusion gemeint, die die Größenordnung der realen Diffusion erreichen kann – ist zu beachten.

Für die Bereitstellung der zur Lösung des Gleichungssystems erforderlichen Profile der Austauschkoeffizienten (K-Werte) stehen in der Literatur eine Vielzahl von speziellen Formulierungsvorschlägen bereit. Dies gilt verstärkt für die unteren Bereiche der atmosphärischen Grenzschicht. Durch die Vorgabe bestimmter K-Profile können in der Vertikalen verschiedene Turbulenzzustände berücksichtigt werden. In stärker gegliedertem Gelände muß das K-Modell mit einem Strömungsmodell zur Beschreibung der Advektion ergänzt werden.

K-Modelle benötigen bei entsprechend hoher Auflösung lange Rechenzeiten; sie lösen die Diffusions-Advektionsgleichung an typischerweise 10^5 Gitterpunkten. Je nach Entfernungsbereich, in dem die K-Modelle eingesetzt werden, tritt eine mit abnehmender Modellauflösung (Gitterpunktdichte) ansteigende Verschmierung der Konzentrationsverteilung über die Gitterzellen auf. Zu einer genaueren Erfassung ist eine feinere Auflösung des Differenzengitters notwendig, wodurch die Rechenzeit erhöht wird. Bei gleichzeitiger detaillierter Betrachtung der Ausbreitungssituation im Nah- und Fernbereich einer

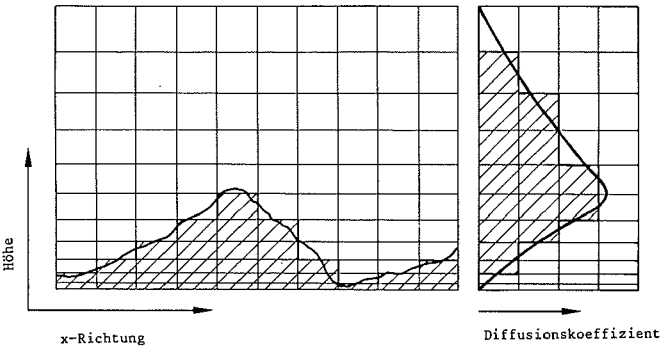


Bild 8: Verdeutlichung der Gitterstruktur und der dadurch bedingten Approximationen von Topographie bzw. Modellparametern bei K-Modellen

Emissionsquelle werden entweder getrennte Modellrechnungen für die einzelnen Entfernungsbereiche mit unterschiedlicher Modellauflösung durchgeführt oder man benutzt in der Horizontalen nicht äquidistante Gitternetze.

Für die Bestimmung der Konzentrationsverteilung im Nahbereich des Emittenten bietet sich neben der Modellierung über einen K-Ansatz auch die Methode der Teilchensimulation an, die im anschließenden Kapitel dargestellt wird.

Teilchensimulationsmodelle

Bei der Modellierung der atmosphärischen Ausbreitungsverhältnisse mit einem Teilchensimulationsmodell werden die einzelnen Trajektorien einer Vielzahl von Partikeln während des Ausbreitungsvorganges – unter Berücksichtigung der statistischen Natur der turbulenten Diffusionsvorgänge – verfolgt. Atmosphärische Bewegungsvorgänge weisen ein Gedächtnis auf, das heißt zwischen der Bewegungsform (Geschwindigkeit und Richtung) eines Teilchens zu den Zeiten t_n und t_{n-1} besteht ein Zusammenhang (Korrelation). Die Stärke dieser Korrelation ist abhängig von der thermischen Schichtung der Atmosphäre bzw. der Größe der am atmosphärischen Transport beteiligten Wirbel. Ein Maß für das Gedächtnis atmosphärischer Bewegungszustände ist die sogenannte Lagrange'sche Korrelationszeit, die bei labiler Schichtung groß ist und von labiler zu stabiler Schichtung abnimmt. Dieser Zusammenhang wird verständlich, wenn man die im Kapitel „Windprofil und Turbulenzerzeugung" entwickelte Vorstellung heranzieht, daß bei labiler Schichtung zunehmend große Wirbel (mit sehr großen Zeitkonstanten) für den turbulenten Transport verantwortlich sind. Gerät ein Partikel in den Einflußbereich eines solchen größeren Wirbels, so wird seine Bewegungsform über längere Zeiten nur wenig geändert. Bei kleineren Wirbeln findet eine häufigere Änderung der Bewegungsform statt.

Die zur Berechnung notwendigen Turbulenzgrößen sind Messungen relativ leicht zugänglich, sie können jedoch auch wie bei den Gauß- und K-Modellen parametrisiert werden. Zusatzeffekte wie Ablagerung, mechanischer Impuls oder Teilchensedimentation können auf einfache Weise im Modell berücksichtigt werden. Numerische Probleme treten bei der Teilchensimulation nicht auf. Das Rechengebiet wird wie bei den K-Modellen in Gitterzellen eingeteilt, die Konzentrationsverteilung ergibt sich nach Ende des Berechnungsvorganges durch Auszählen der in den einzelnen Gittervolumina befindlichen (oder insgesamt durchgeströmten) Partikel.

Die Modellvorstellung wird für stabile (oben) und labile (unten) atmosphärische Schichtungsverhältnisse in Bild 9 dargestellt.

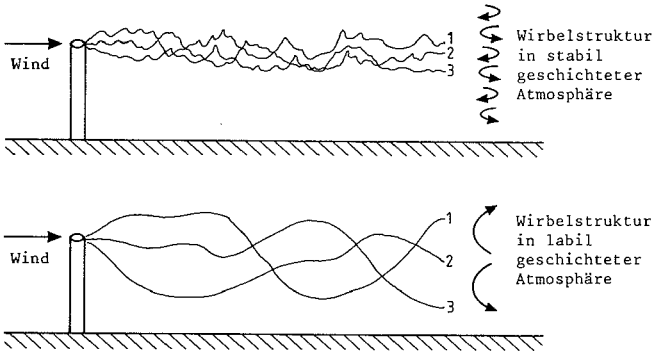


Bild 9: Einzeltrajektorien für jeweils drei freigesetzte Partikel (Teilchensimulationsmodell)

Strömungsmodellierung

Die Modellierung der atmosphärischen Strömung (Advektion), die vor allem in nicht ebenem Gelände, bei variierenden Ausbreitungsrichtungen oder langen Transportzeiten für die Bestimmung der Ausbreitungssituation wesentlich ist, soll nur stichwortartig skizziert werden. Grundsätzlich unterscheidet man zwischen

- diagnostischer Strömungsmodellierung, hier wird der Ist-Zustand des atmosphärischen Strömungsfeldes beschrieben, das heißt aus Meßwerten abgeleitet, und
- prognostischer Strömungsmodellierung, bei der eine Vielzahl von physikalischen Effekten berücksichtigt und sowohl das aktuelle als auch das zukünftige Strömungsfeld näherungsweise berechnet werden kann.

Diagnostische Strömungsmodellierung

Strömungsfeldanalysen mit einem diagnostischen Strömungsmodell basieren auf gemessenen Werten für Windgeschwindigkeit und -richtung. Aus diesen Meßwerten wird zunächst ein dreidimensionales Strömungsfeld interpoliert, das dann gemäß bestimmter Randbedingungen (zum Beispiel Massenerhaltung) überprüft und gegebenenfalls modifiziert wird.

Der Vorteil dieser massenkonsistenten Windfeldmodelle besteht in ihrer relativ einfachen Gleichungsstruktur mit im Vergleich zu prognostischen Strömungsmodellen geringen Rechenzeiten; problematisch ist jedoch die Wahl bestimmter Steuerungsparameter für die Strömung (sogenannter Transmissionskoeffizienten), für deren Bestimmung es noch keine physikalisch begründete Methode gibt. Für Einzelfallanalysen kann das berechnete Strömungsfeld unter Umständen stark vom realen Strömungsfeld abweichen, dies gilt insbesondere dann, wenn wenig Meßwerte als Eingabedaten zur Verfügung stehen. Da jedoch die geringen Rechenzeiten einen nicht unerheblichen Vorteil darstellen, verbleibt für statistische Untersuchungen einer Vielzahl von Wettersituationen überwiegend neutraler bzw. nahezu neutraler thermischer Schichtung ein weiter Einsatzbereich dieses Modelltyps.

Eine physikalisch weitaus bessere Modellierung der Strömungsverhältnisse in der Atmosphäre ist mit den sogenannten prognostischen Strömungsmodellen möglich.

Prognostische Strömungsmodellierung

Zur Bestimmung der atmosphärischen Strömung wird ein System gekoppelter Differentialgleichungen aufgestellt, das die Prinzipien der Massenerhaltung, Impulserhaltung und Energieerhaltung berücksichtigt. Die Lösung dieses Gleichungssystems liefert unter Vorgabe einer Reihe von Parametern das atmosphärische Wind-, Temperatur- und Druckfeld. Das Modell ist in der Lage, Wechselwirkungen der einzelnen Parameter untereinander (also zum Beispiel thermische Einflüsse) auf die Strömungsführung zu berücksichtigen. Die Liste der notwendigen Eingabeparameter ist ähnlich umfangreich wie die für die Ausbreitungsmodelle (siehe Einleitung). Die Rechenzeiten sind relativ hoch, so daß der Einsatz der Modelle für statistische Analysen zur Zeit noch nicht möglich ist. Es können jedoch Fallstudien für ausgesuchte Wettersituationen durchgeführt werden, die die Leistungsfähigkeit solcher mesoskaligen Strömungsmodelle in vielen Anwendungen bereits demonstriert haben.

Zusammenfassung

Auf der Basis der prinzipiellen Modellierungsansätze zur atmosphärischen Ausbreitung und Strömung ist im Hinblick auf das in der Einleitung genannte Aufgabenspektrum für den Einsatz von Ausbreitungsmodellen ein gekoppeltes Modellsystem vorstellbar, in dem

- eine Kopplung von Strömungsmodellen mit Modellen zur Beschreibung der turbulenten Diffusion einerseits, und andererseits
- eine Kopplung verschiedener Ausbreitungsmodelle untereinander erfolgt (zum Beispiel Nahbereich mit Teilchensimulationsmodell, Mittel- und Fernbereich mit K-Modellen oder fortgeschrittenen Gauß-Modellen).

Die Schaffung geeigneter Schnittstellen zwischen diesen Modellen sowie in Teilbereichen auch die Modellvalidierung wird in den nächsten Jahren ein Schwerpunkt unserer Arbeiten sein mit dem Ziel, ein für ein breites Anwendungsspektrum geeignetes Modellsystem bereitzustellen.

Der Einsatzbereich der Einzelmodelle kann dabei wie folgt eingegrenzt werden:

- Fortgeschrittene Gauß-Modelle können zur Beschreibung der Ausbreitungssituation im Nah-, Mittel- und Fernbereich bei relativ ebener Topographie aber variierenden Ausbreitungsbedingungen eingesetzt werden. Vor allem im Mittel- und Fernbereich ist die Kombination mit einem Windfeldmodell anzustreben (Inhomogenität des Windfeldes). Für Einzelfallsimulationen sollte auf gemessene Turbulenzgrößen zurückgegriffen werden, bei statistischen Analysen sind Modellierungen beispielsweise mit dem in der „Allgemeinen Berechnungsgrundlage . . ." [3] niedergelegten Satz von Ausbreitungsparametern ausreichend.
- Der Einsatz von K-Modellen ist nicht auf bestimmte Entfernungsbereiche beschränkt. K-Modelle sind prinzipiell in der Lage auch komplizierte meteorologische Strukturen abzubilden. Bei Berechnungen über größere Quellentfernungen wird die Auflösung des Modellgebietes (das heißt die Dichte der Gitterpunkte, für die Konzentrationswerte ermittelt werden) gröber. Will man sowohl im Nahbereich (zur Bestimmung des Maximums der Konzentration) als auch im Fernbereich einer Quelle die Konzentrationsverteilung eines Schadstoffes detailliert erfassen, so werden im allgemeinen getrennte Rechnungen mit unterschiedlichen Gitterstrukturen durchgeführt.
- Für den Nahbereich einer Quelle bieten sich die Teilchensimulationsmodelle zur Beschreibung der Ausbreitungssituation an. Sie sind vielfach erfolgreich eingesetzt worden, können komplizierte meteorologische Situationen sowie Zusatzeffekte (Ablagerung oder Sedimentation) abbilden und bereiten keinerlei numerische Probleme. Die Anwendung von Teilchensimulationsmodellen im Mittel- und Fernbereich wird durch zunehmend längere Rechenzeiten eingeschränkt, jedoch werden auch hier die Modellentwicklungen vorangetrieben.

Die zukünftigen Arbeiten bezüglich der Modellweiterentwicklung sollten sich vor allem auf den Bereich der Vervollständigung der sogenannten Parametrisierungsansätze (mit denen beispielsweise turbulente Transport- oder Konvektionsvorgänge beschrieben werden können), aber auch auf eine Verbesserung der Rechenökonomie konzentrieren. Auch die Modellansätze bezüglich der Strömungsmodellierung in der Atmosphäre können von weiteren meteorologischen Meßkampagnen in topographisch gegliedertem Gelände nur profitieren. Dabei ist sowohl das intensive Studium von Einzelphänomenen (Hügelum- bzw. -überströmung) als auch die Untersuchung regionaler Ausbreitungssituationen wichtig. Eine starke Wechselwirkung zwischen Theoretikern, Experimentatoren und Anwendern ist bereits in der Vorbereitungsphase anzustreben.

Es lassen sich die folgenden Forderungen zur Weiterentwicklung von Ausbreitungsmodellen und den Modellparametern formulieren:

- Untersuchung der Ausbreitungssituation in komplexem Gelände,
- Erforschung der Ausbreitungsverhältnisse unter extremen meteorologischen Bedingungen,
- intensivere Routinemessung von Turbulenzgrößen,

– Weiterentwicklung atmosphärischer Strömungsmodelle.

Obwohl die fortschrittlichen Ausbreitungsmodelle gegenüber dem konventionellen Gauß-Modell vor allem in komplexen, instationären und inhomogenen Bedingungen eindeutige Modellierungsvorteile aufweisen, so stellen auch ihre Rechenergebnisse nur eine Näherung an die realen Ausbreitungsverhältnisse dar.

Die Bedeutung der Eingabedaten für die korrekte Modellierung der Ausbreitungssituation wurde besonders deutlich bei der Analyse der radiologischen Situation nach dem Reaktorunfall in Tschernobyl. Die ersten Untersuchungen basierten auf manuellen Auswertungen standardmäßig von den nationalen Wetterdiensten erstellter Karten, aus denen die Strömungsverhältnisse in verschiedenen Höhen der Atmosphäre ermittelt werden konnten (zum Beispiel [4]). Abhängig von der Entscheidung, welche Quell- bzw. Transporthöhe als realistisch anzusehen war, resultieren zum Teil unterschiedliche Trajektorienverläufe. Diese manuelle Analyse lieferte erste Hinweise, auf die von der freigesetzten Aktivität überstrichenen Gebiete. Jedoch war eine detailliertere Berücksichtigung unterschiedlicher Quellhöhen bzw. örtlich variabler Niederschläge – die erheblich zur Boden-Pflanzenkontamination beitrugen – auf diesem Weg nicht möglich. Erst die nachträgliche Auswertung einer Vielzahl meteorologischer Daten aus Europa führte bei der Anwendung fortgeschrittener Ausbreitungsmodelle für den Mittel- und Fernbereich zu einem vollständigeren Bild der radiologischen Situation.

Die vorliegenden Analysen (zum Beispiel [5, 6, 7]) stimmen überschlägig in der Beurteilung der Ausbreitungssituation überein, jedoch ist es auch hier schwer, zu entscheiden, ob ein Modell den anderen qualitativ überlegen ist. Insgesamt scheint sowohl die Modellierung der Abreicherung als auch eine zügige Bereitstellung und geeignete Aufbereitung der Eingabedaten für die Modelle verbesserungsbedürftig zu sein und somit den Arbeitsschwerpunkt der Fernbereichsmodellierung in den nächsten Jahren mitzubestimmen.

Schrifttum

[1] Oke, T.R.: Boundary Layer Climates; Methuen & Co. Ltd., 1981

[2] Geiß, H.: Ausbreitung von Schadstoffen in der Atmosphäre; Kerntechnische Gesellschaft e.V., KTG Seminar, Band 1, Verlag TÜV-Rheinland, 1983

[3] Der Bundesminister des Innern: Allgemeine Berechnungsgrundlage für die Strahlenexposition bei radioaktiven Ableitungen mit der Abluft oder in Oberflächengewässer; Gemeinsames Ministerialblatt, Ausgabe A, S. 371; Rd. Schr. vom 15. August 1979; letzte Berichtigung, Rd. Schr. vom 3. Mai 1985

[4] Panitz, H.J.; et al.: Analyse der Ausbreitungsvorgänge nach dem Reaktorunfall von Tschernobyl; Kernforschungszentrum Karlsruhe, 1986

[5] ApSimon, H.M., H.F. Macdonald, J.J.N. Wilson: An Initial Assessment of the Chernobyl-4 Reactor Accident Release Source; J. Soc. Radiol. Prot. 6 (3), 1986

[6] De Leeuw, F.A.A.M. et al.: The Chernobyl Accident: Model Calculations of Concentration and Deposition of Radioactive Releases; Paper submitted to the expert meeting on the assessment of the radiation dose committment in Europe due to the Chernobyl accident; Bilthoven, NL, 23.–27.06.1986

[7] Dickerson, M.H., Th.J. Sullivan: ARAC Response to the Chernobyl Reactor Accident; Lawrence Livermore Laboratory, 1986 UCID-20834

Diskussion

D. Haschke (EIR, Würenlingen):

Sie nehmen bei Ihren Modellansätzen implizit oder explizit an, daß ein gut definierbares Windfeld vorliegt. Haben Sie schon darüber nachgedacht, was Sie tun würden, wenn Sie sehr schwache Winde haben (eine Situation, die relativ häufig vorkommt) und wo man weiß, daß die heutigen Modelle sehr falsche Resultate geben können?

K. Maßmeyer (GRS):

Der Vortrag hatte das Ziel darzustellen, daß das Ausbreitungsverhalten luftgetragener Schadstoffe zum einen durch das sogenannte mittlere Windfeld, zum anderen durch die sogenannte turbulente Diffusion beeinflußt wird. Dabei ist die Bestimmung des Windfeldes vor allem in orographisch gegliedertem Gelände wichtig, um für ein weites Spektrum atmosphärischer Bedingungen die mittlere Transportrichtung der Schadstoffe ortsabhängig zu ermitteln.

Die von Ihnen angesprochenen Schwachwindlagen stellen extreme meteorologische Situationen dar, deren modellmäßige Simulation, wie Sie zu Recht bemerken, auf Probleme stößt. Die prognostischen Strömungsmodelle sind erst in den letzten 10 bis 15 Jahren entwickelt worden, sie stellen alle nur eine approximierte Form der grundlegenden Erhaltungsgleichungen der Physik dar. Approximationsgrad, Wechselwirkung mit anderen Skalen und Parametrisierung subskaliger Prozesse (Turbulenz) sind Punkte, die für die Modellweiterentwicklung im Hinblick auf Anwendungen unter bestimmten Randbedingungen von Bedeutung sind. Zur Validierung dieser Modelle sind umfassende meteorologische Messungen notwendig; ob sie hinreichend sind, hängt wiederum von einer Reihe von Detailfragen ab.

Insgesamt sind wir noch weit davon entfernt, in allen Einzelfällen zu verläßlichen Strömungsfeldern zu kommen. Die Bestimmung des Strömungsfeldes bei neutral bzw. nahe neutral geschichteter Atmosphäre verläuft jedoch heute bereits im allgemeinen erfolgversprechend. Auch thermisch induzierte Windsysteme werden inzwischen qualitativ zufriedenstellend simuliert.

E. Adam (TU, Dresden):

Inwieweit können Experimente in großen Windkanälen, die die gegebenen Randbedingungen modellieren, zur Verifizierung der Ausbreitungsmodelle dienen?

K. Maßmeyer (GRS):

Für unterschiedliche Schichtungsverhältnisse in der Atmosphäre ist der Windkanal ein häufig benutztes Instrument zur Verifizierung von Ausbreitungsmodellen im Nahbereich eines Emittenten (Quelldistanz bis etwa 5 km). Wenngleich bestimmte atmosphärische Phänomene, zum Beispiel längerfristige Schwankungen der Windrichtung, nicht nachgebildet werden können, so ist der Windkanal sowohl für Prinzipstudien (zum Beispiel Hügelüberströmung) als auch zur Beschreibung des Ausbreitungsverhaltens der Emissionen von einzelnen Industrieanlagen erfolgreich eingesetzt worden.

H. Bilger (EVS):

Führt die Anwendung der fortschrittlichen Ausbreitungsmodelle zu anderen Ergebnissen am ungünstigsten Aufpunkt in der Umgebung eines Kernkraftwerks als die bisher angewandten Ausbreitungsmodelle? Sind die bisher als maximal zulässig ermittelten Emissionsgrenzwerte zu konservativ?

K. Maßmeyer (GRS):

Die Angabe des ungünstigsten Aufpunktes und der dort resultierenden Strahlenexposition ist zwar ein wichtiges, jedoch nur eines von mehreren Problemen, zu deren Lösung Ausbreitungsmodelle herangezogen werden.

Umfangreiche Vergleichsuntersuchungen fortgeschrittener Ausbreitungsmodelle mit den bisher in der Kerntechnik angewandten Modellen (Gauß-Modell) fehlen. Vergleichsrechnungen zwischen dem fortgeschrittenen Ausbreitungsmodell MUSEMET und den aus dem Gauß-Fahnenmodell ableitbaren Langzeitausbreitungs- und Washout-Faktoren deuten darauf hin, daß die Bodenkontamination durch „washout" mit den bisherigen Modellen konservativ beschrieben wird, während die zeitintegrierte bodennahe Konzentration bzw. die Bodenkontamination durch „fallout" im Bereich des ungünstigsten Aufpunktes geringfügig unterschätzt werden kann.

W. Hawickhorst (KWU):

Wie sind die bekannten Beschränkungen des konventionellen Gauß-Modells für den extremen Nahbereich zu beurteilen, zum Beispiel wenn im Genehmigungsverfahren Dosen für den höchstbelasteten Aufpunkt in 500 bis 1000 m Entfernung von der Quelle berechnet werden müssen? Meines Erachtens sind die Unterschiede der Modelle in diesem extremen Nahbereich quantitativ bedeutungslos.

D. Bachner (GRS):

Für verschiedene Randbedingungen sind solche Vergleiche, normales Gauß-Modell und fortgeschrittenes Gauß-Modell, gemacht worden. Vergleiche der bodennahen Konzentration haben ergeben, daß im extremen Nahbereich, also bis etwa 400 m Distanz vom Quellpunkt, die MUSEMET-Rechnungen höhere Ergebnisse liefern. Im Bereich ab etwa 400 m werden mit MUSEMET nahezu die gleichen Ergebnisse erreicht wie mit einem konventionellen Gauß-Modell. Die Bodenkontamination durch „washout" fällt bei MUSEMET-Rechnungen niedriger aus als bei einem konventionellen Gauß-Modell.

Zuverlässigkeitsuntersuchungen für Sicherheitssysteme und ihr Vergleich mit Auswertungen von Betriebserfahrungen

Von H. Hörtner[1])

Kurzfassung

Im Rahmen von Risikostudien und probabilistischen Sicherheitsanalysen erfolgen umfassende und detaillierte Zuverlässigkeitsuntersuchungen für Sicherheitssysteme von Kernkraftwerken. Sie dienen vor allem dazu, die Ausgewogenheit des bestehenden Sicherheitskonzeptes zu überprüfen und gegebenenfalls Verbesserungsmöglichkeiten aufzuzeigen. Um realistische Abschätzungen mit den Zuverlässigkeitsuntersuchungen zu erreichen, werden zunehmend Auswertungen von Betriebserfahrungen durchgeführt.

Im ersten Teil des Beitrags werden die Voraussetzungen für Zuverlässigkeitsanalysen dargelegt. Ausführlich wird hier auf die Ermittlung der Zuverlässigkeitsdaten eingegangen. Im zweiten Teil werden die Zuverlässigkeitsuntersuchungen der Deutschen Risikostudie, Phase B, behandelt. Ein Vergleich mit direkten Auswertungen der Betriebserfahrungen erfolgt im Rahmen der Deutschen Precursor-Studie.

Auf Zuverlässigkeitsuntersuchungen für sicherheitstechnisch wichtige Systeme älterer Kernkraftwerke sowie auf geplante Auswertungen von anlagenspezifischen Betriebserfahrungen wird hingewiesen.

Abstract

Comprehensive and detailed reliability analyses for safety systems of nuclear power plants are performed within risk studies and probabilistic safety analyses. The main tasks of these analyses are to prove whether the safety concept is well balanced or to possibly show improvements. For achieving realistic assessments with the reliability analyses more intensive evaluation of field experience is performed.

The first part of this presentation discusses the prerequisites necessary for the reliability analysis, emphasizing the reliability data. The second part of this paper deals with the results of the reliability analyses performed within Phase B of the German Risk Study. A comparison is made with direct evaluation of field experience in the German Precursor Study.

Finally, the current program is briefly described concerning reliability analyses performed for important safety-related systems of nuclear power plants which have been in operation for several years; plant-specific field experience will be evaluated to support these investigations.

Voraussetzungen für Zuverlässigkeitsuntersuchungen

Um Zuverlässigkeitsuntersuchungen für Sicherheitssysteme von Kernkraftwerken durchführen zu können, müssen

- der Systemaufbau,
- die Mindestanforderungen an die Systemfunktion sowie
- die Zuverlässigkeitsdaten,

die den Analysen zugrunde zu legen sind, bekannt sein.

---

[1]) Dr. Helmut Hörtner, Gesellschaft für Reaktorsicherheit (GRS) mbH, Garching

Systemaufbau

Eine grobmaschige Zuverlässigkeitsbewertung des Systemaufbaus ist bereits während der Entwurfphase und begleitend zur Errichtung der Systeme machbar und wünschenswert, um einen homogenen Systemaufbau zu erreichen, das heißt um dominante Beiträge einzelner Komponenten zur Nichtverfügbarkeit bzw. Ausfallwahrscheinlichkeit der Systemfunktionen zu vermeiden. Eine detaillierte Bewertung setzt hingegen voraus, daß alle Detailunterlagen zu den Systemen vorliegen. Unserer Erfahrung nach sind nämlich die Einzelheiten des Systemaufbaus, insbesondere an den Schnittstellen zwischen den verschiedenen Systemen, von großer Bedeutung für die Systemzuverlässigkeit. So sind die Ansteuerung der einzelnen verfahrenstechnischen und energietechnischen Komponenten, die Meßwerterfassung und -verknüpfung in den leittechnischen Systemen und die Zeitintervalle zwischen den Überprüfungen der einzelnen Komponentenfunktionen von entscheidender Bedeutung für die Nichtverfügbarkeit der Systemfunktionen, die zur Beherrschung von Kühlmittelverluststörfällen bzw. Transienten angefordert werden.

Ein vollständiger und kompatibler Satz von Detailunterlagen ist insbesondere für den vorliegenden Systemaufbau bei den in Betrieb befindlichen Anlagen vorhanden. Es sind dann umfassende und detaillierte Zuverlässigkeitsuntersuchungen für die Sicherheitssysteme oder für andere sicherheitstechnisch wichtige Systeme möglich. Ergänzend zum gegenwärtigen Systemaufbau können geplante Änderungen in den Systemen bewertet werden, sofern zu diesen Änderungen ausreichend detaillierte Informationen vorliegen.

Mindestanforderungen an die Systemfunktionen

Im Rahmen der Sicherheitsbeurteilung im Genehmigungsverfahren ist unter anderem durch rechnerische Simulation die Beherrschbarkeit von Auslegungsstörfällen nachzuweisen. In entsprechenden Vorschriften (zum Beispiel BMI-Sicherheitskriterien, RSK-Leitlinien) ist festgelegt, welche Annahmen zugrunde zu legen sind, um Unsicherheiten in der Modellbildung und bei der Parameterwahl abzudecken und um so zu pessimistischen Ergebnissen zu gelangen. Diese Informationen aus der Störfallsimulation können zur Festlegung der Sicherheitssysteme und der Zahl redundanter Stränge, die zur Störfallbeherrschung erforderlich sind, herangezogen werden [1].

In den letzten Jahren wurden Störfallsimulationen zunehmend als sogenannte „best estimate"-Untersuchungen durchgeführt. Dabei entfallen die konservativen Zuschläge. Die entsprechenden Mindestanforderungen werden dann anstelle der pessimistischen Mindestanforderungen des Genehmigungsverfahrens in Zuverlässigkeits- und Risikoanalysen herangezogen, um eine möglichst realistische Abschätzung der Häufigkeiten nicht beherrschter Kühlmittelverluststörfälle oder Transienten zu erreichen. Für das Risiko wichtig sind dabei solche Ereignisabläufe, die zu einem Kernschmelzen führen [1].

Zuverlässigkeitsdaten

Für die Ermittlung dieser Häufigkeiten sind Schätzwerte zu folgenden Zuverlässigkeitsdaten erforderlich:

- zu erwartende Häufigkeiten der auslösenden Ereignisse (das heißt der Kühlmittelverluststörfälle oder Transienten),
- Ausfallraten bzw. Ausfallwahrscheinlichkeiten für unabhängige Ausfälle der Komponenten in den Sicherheitssystemen,
- Ausfallraten bzw. Ausfallwahrscheinlichkeiten für Common-Mode-Ausfälle dieser Komponenten und
- Wahrscheinlichkeiten menschlichen Fehlverhaltens.

Wahrscheinlichkeiten menschlichen Fehlverhaltens sind für die während des Anlagenbetriebes durchgeführten Instandhaltungsmaßnahmen und insbesondere für die Handmaßnahmen, die nach Eintritt eines auslösenden Ereignisses notwendig sind, erforderlich. Obwohl in deutschen Kernkraftwerken ein hoher Automatisierungsgrad erreicht ist, verbleiben doch – je nach auslösendem Ereignis – verschiedene Handlungen, die vom Wartenpersonal durchzuführen sind. Da hierzu kaum Daten aus der Betriebserfahrung vorliegen, ist man auf Expertenabschätzungen angewiesen. Das dabei wichtigste Hilfsmittel ist das „Human Reliability Handbook" [2]. Zur Ermittlung von Daten gibt es in den USA und in Frankreich Forschungsprogramme, die eine systematische Auswertung von Simulatorexperimenten und der vorliegenden Betriebserfahrung zum Ziel haben.

Demgegenüber sind zur Ermittlung der Schätzwerte für die Häufigkeiten auslösender Ereignisse und für die Ausfallraten bzw. Ausfallwahrscheinlichkeiten der Komponenten generell drei Typen von Informationen aus Betriebserfahrungen zu unterscheiden:

1. Beobachtungen in verwandten Bereichen zu Kernkraftwerken (Kohlekraftwerke usw.) oder Beobachtungen in anderen Bereichen der Industrie (Chemie, Laboratorien usw.),
2. Beobachtungen in anderen Kernkraftwerken,
3. Beobachtungen in der zu untersuchenden Anlage.

Die Informationen vom Typ 1 und 2 bilden zusammen die sogenannten „generischen" Informationen, das heißt sie betreffen die Gattung oder Population der Kernkraftwerke. Der Typ 3 stellt die „anlagenspezifische" Information dar.

Es erhebt sich damit die Frage, welche Informationen zur Verfügung stehen und welcher Typ von Daten für die zu untersuchenden Problemstellungen heranzuziehen ist.

Sollen Zuverlässigkeitsaussagen für ein Systemkonzept erarbeitet werden oder Zuverlässigkeitsprognosen für eine in Errichtung befindliche Anlage getroffen werden, so stehen anlagenspezifische Informationen nicht zur Verfügung. Hier müssen also generische Daten verwendet werden.

Sind Zuverlässigkeitsbewertungen, wie im Rahmen der US-amerikanischen „Reactor Safety Study" [3] oder der Deutschen Risikostudie, Phase A [1], für eine Anlage von einem bestimmten Anlagentyp gefragt (zum Beispiel für eine DWR-Anlage vom Typ Biblis B), so sind ebenfalls generische Daten zu verwenden.

Dabei ist immer anzustreben, Informationen vom Typ 2, das heißt Beobachtungen in Kernkraftwerken, zu verwerten. Diese haben eine höhere Qualitätsstufe als gleich detaillierte Informationen vom Typ 1.

Zuverlässigkeitsanalysen werden in den letzten Jahren zunehmend für individuelle in Betrieb befindliche Anlagen durchgeführt, häufig im Rahmen von probabilistischen Risikoabschätzungen („Probabilistic Risk Assessments", PRAs) oder probabilistischen Sicherheitsanalysen („Probabilistic Safety Analyses", PSAs). Hier sollten anlagenspezifische Daten verwendet werden, die über eine möglichst lange Betriebszeit gesammelt wurden, so daß Effekte wie Bauteiltausch, Alterung, geänderte Wartung und Verbesserungen aufgrund von Erfahrung möglichst mit erfaßt werden. Die Verwendung generischer Daten für solche Analysen ist nur eine Hilfslösung.

Wie die gewünschten Schätzwerte und deren Unsicherheiten für die anlagenspezifischen Zuverlässigkeitsdaten ermittelt werden, wird im folgenden erläutert. Es gibt hier grundsätzlich zwei Wege, die in den beiden folgenden Abschnitten behandelt werden.

Ermittlung anlagenspezifischer Daten unter Verwendung der generischen Daten als Vorinformation

Aus den generischen Informationen werden „a priori"-Wahrscheinlichkeitsdichtefunktionen ermittelt. Durch Einbindung der anlagenspezifischen Information gelangt man

schließlich zu anlagenspezifischen „a posteriori"-Wahrscheinlichkeitsdichtefunktionen. Das fundamentale Hilfsmittel dazu ist der Satz von Bayes [4 bis 7]. Wenn die interessierende Größe eine Ausfallrate λ ist, dann schreibt sich dieses Theorem folgendermaßen:

$$f(\lambda/E) = f(\lambda) \frac{L(E/\lambda)}{\int_0^\infty f(\lambda) L(E/\lambda) d\lambda}$$

$f(\lambda/E)$ Wahrscheinlichkeitsdichte von λ, unter der Bedingung, daß die Information (oder Evidenz) E vorliegt (A-posteriori-Wahrscheinlichkeitsverteilung),

$f(\lambda)$ Wahrscheinlichkeitsdichte von λ, bevor diese Information vorliegt (A-priori-Wahrscheinlichkeitsverteilung),

$L(E/\lambda)$ Likelihood-Funktion, das ist die Wahrscheinlichkeit der Information (oder Evidenz) E, unter der Bedingung von λ.

Aufbauend auf der generischen Grundinformation aus der Phase A oder Deutschen Risikostudie (DRS), wurde in der Phase B versucht, durch einen zweistufigen Bayesschen Ansatz anlagenspezifische Daten mit Vorinformation zu ermitteln:

1. Stufe: Einbinden der generischen Information aus Kernkraftwerken

A-priori-Verteilung:

Daten aus der DRS-Phase A [8]. Diese Daten basieren (zumindest für die verfahrenstechnischen Komponenten) vorwiegend auf nichtnuklearer Betriebserfahrung. Sie stellen damit in erster Linie eine Information vom Typ 1 dar.

Information E:

Beobachtungen aus bis zu acht schwedischen Kernkraftwerken [9] und einem US-amerikanischen Kernkraftwerk [10], dem Kernkraftwerk Stade und dem Kernkraftwerk Biblis A. Das sind Informationen vom Typ 2.

A-posteriori-Verteilung:

Generische Verteilung für Kernkraftwerke.

2. Stufe: Einbinden der anlagenspezifischen Information

A-priori-Verteilung:

Die A-posteriori-Verteilung der 1. Stufe.

Information E:

Beobachtungen in Biblis B, der Referenzanlage für die DRS.

A-posteriori-Verteilung:

Die anlagenspezifische Verteilung mit Vorinformation.

Diese Vorgehensweise wurde in der Deutschen Risikostudie, Phase B, für unabhängige Ausfälle, und zwar für etwa 50 Komponenten-Ausfallarten durchgezogen. Als Beispiel sei hier das Startversagen von Pumpen behandelt. Die Pumpen verstehen sich inklusive Abzweig zur elektrischen Energieversorgung und Ansteuerung. Die entsprechenden Ausfallraten sind größer als für die meisten anderen Komponenten, so daß die Pumpen für die Systemzuverlässigkeiten wichtiger als viele andere Komponenten sind.

Für das Startversagen der Nebenkühlwasserpumpen sind die Wahrscheinlichkeitsdichteverteilungen in den Bildern 1 bis 3 zusammengestellt.

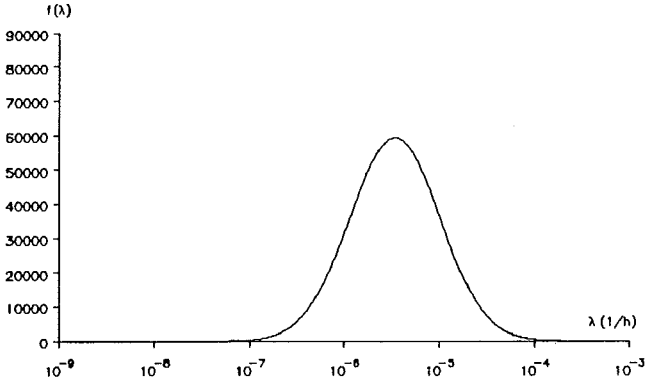


Bild 1: Wahrscheinlichkeitsdichtefunktion der Ausfallrate für das Startversagen von Pumpen (generische Verteilung aus der DRS-Phase A)

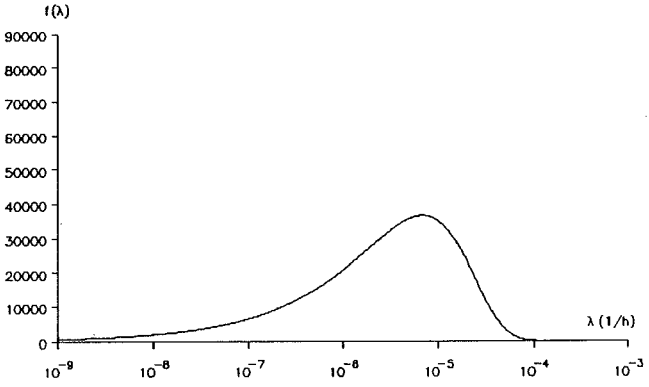


Bild 2: Wahrscheinlichkeitsdichtefunktion der Ausfallrate für das Startversagen von Nebenkühlwasserpumpen (generische Verteilung aus Kernkraftwerken)

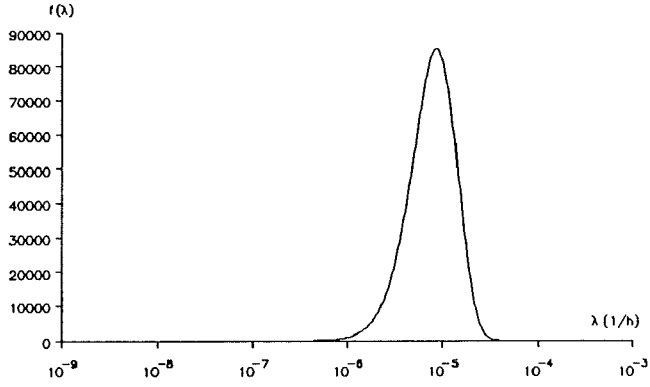


Bild 3: Wahrscheinlichkeitsdichtefunktion der Ausfallrate für das Startversagen von Nebenkühlwasserpumpen (anlagenspezifische Verteilung mit Vorinformation)

Bild 1 zeigt die Verteilung der DRS-Phase A für das Startversagen von Pumpen (einschließlich Abzweig und Ansteuerung [8].

Bild 2 zeigt die generische Verteilung für das Startversagen von Nebenkühlwasserpumpen in Kernkraftwerken (ohne Biblis B), die wegen der Berücksichtigung verschiedener Anlagen eine relativ breite Verteilung darstellt.

In Bild 3 ist eine anlagenspezifische Verteilung mit Vorinformation für das Kernkraftwerk Biblis B dargestellt. Es ergibt sich also für die Anlage Biblis B eine relativ schmale Verteilung, die sehr gut mit der breiteren generischen Verteilung verträglich ist.

Ein qualitativ ähnliches Ergebnis wurde für etwa die Hälfte der untersuchten Komponenten-Ausfallarten erhalten.

Die Wahrscheinlichkeitsdichtefunktionen für das Startversagen von Nachkühlpumpen zeigen die Bilder 4, 5 und 6. Hier passen die generische Verteilung und die anlagenspezifische Verteilung schlecht zusammen; die anlagenspezifische Verteilung liegt deutlich ungünstiger als man das aufgrund der generischen Verteilung erwarten würde.

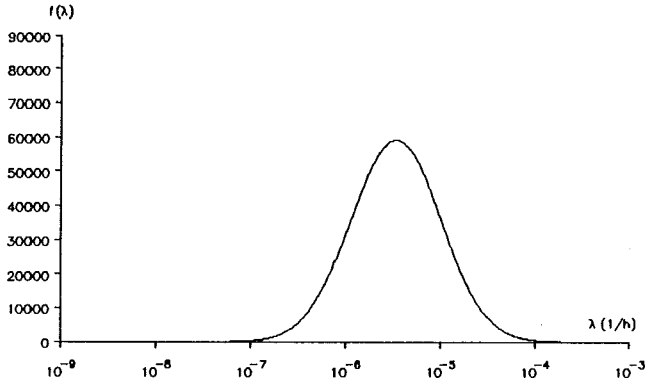


Bild 4: Wahrscheinlichkeitsdichtefunktion der Ausfallrate für das Startversagen von Pumpen (generische Verteilung aus der DRS-Phase A)

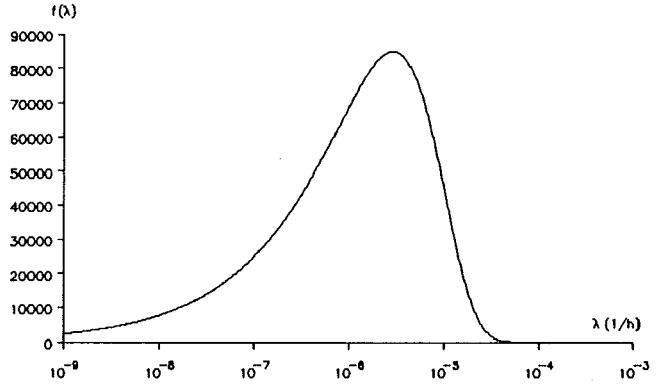


Bild 5: Wahrscheinlichkeitsdichtefunktion der Ausfallrate für das Startversagen von Nachkühlpumpen (generische Verteilung aus Kernkraftwerken)

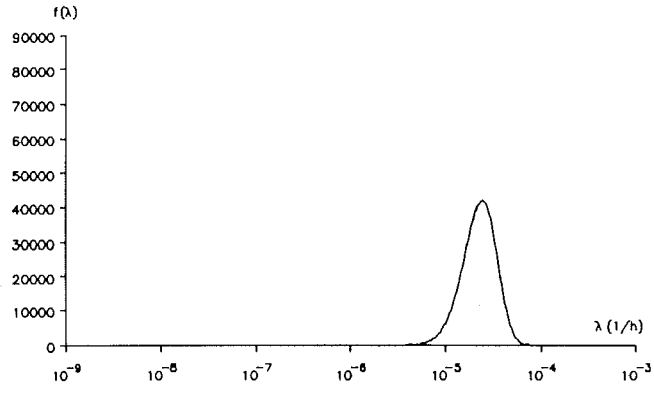


Bild 6: Wahrscheinlichkeitsdichtefunktion der Ausfallrate für das Startversagen von Nachkühlpumpen (anlagenspezifische Verteilung mit Vorinformation)

Ein qualitativ ähnliches Ergebnis wurde für die andere Hälfte der untersuchten Komponenten-Ausfallarten erhalten. In mehr als drei Viertel dieser Fälle bewirkt die Vorinformation eine Verschiebung zu niedrigeren Ausfallraten. Hier muß man sich eine Reihe von Fragen stellen, zumal neun der insgesamt zwölf verfügbaren Datenquellen zu unabhängigen Ausfällen der Komponentenbeobachtungen in ausländischen Kernkraftwerken betreffen:

- Wurden in diesen Kernkraftwerken alle aufgetretenen Ausfälle dokumentiert und bei der Ermittlung der Ausfallraten berücksichtigt? Oder anders ausgedrückt: Welche Qualität haben die Zuverlässigkeitsdaten?
- Sind die berücksichtigten Komponentengrenzen gleich oder wurden Abzweige der elektrischen Energieversorgung und Ansteuerung bei ausländischen Kernkraftwerken eventuell nicht berücksichtigt?
- Unterscheiden sich die Komponenten ausländischer Kernkraftwerke in ihrer Bauart, Wartung und Betriebsweise?
- Sind die Abstände zwischen den Funktionsanforderungen unterschiedlich, werden insbesondere nicht alle vier Wochen wiederkehrende Prüfungen durchgeführt, so daß sich bei der Umrechnung von den in ausländischen Datenquellen oft angegebenen Ausfallwahrscheinlichkeiten pro Anforderung auf Ausfallraten Fehler ergeben?
- Wurden bei der Auswertung nur Ausfälle während des Leistungsbetriebes berücksichtigt oder wurden auch Ausfälle während des Stillstandes der Anlagen mit einbezogen?

Aus den vielfachen Diskrepanzen zwischen der Vorinformation und einer sehr detaillierten Auswertung von anlagenspezifischen Beobachtungen in der Referenzanlage Biblis B wurde jedenfalls für die Deutsche Risikostudie der Schluß gezogen, daß anlagenspezifische Daten mit Vorinformation so lange nicht verwendet werden sollen, so lange nicht ausreichend Beobachtungen aus deutschen Kernkraftwerken ausgewertet wurden und als Vorinformation zur Verfügung stehen. An dieser Stelle soll darauf hingewiesen werden, daß entsprechende Auswertungen von Betriebserfahrungen in Schweden, in den USA oder auch in Frankreich für die Kernkraftwerke mit Leichtwasserreaktoren erfolgen.

Aus dem geschilderten Grund hat man sich für die Phase B der Deutschen Risikostudie entschlossen, statt anlagenspezifischer Daten mit Vorinformation anlagenspezifische Daten ohne Vorinformation zu verwenden.

Ermittlung anlagenspezifischer Daten ohne Vorinformation

Zur Ermittlung entsprechender Wahrscheinlichkeitsdichtefunktionen wird wie im vorigen Abschnitt auch der Satz von Bayes angewandt, hier wird jedoch von einer sogenannten nicht-informativen A-priori-Verteilung ausgegangen [2]).

Die für das Startversagen der Nebenkühlwasserpumpen und Nachkühlpumpen ermittelten anlagenspezifischen Daten ohne Vorinformation sind den Bildern 7 und 8 zu entnehmen. Zum Vergleich sind auch die entsprechenden anlagenspezifischen Daten mit Vorinformation dargestellt.

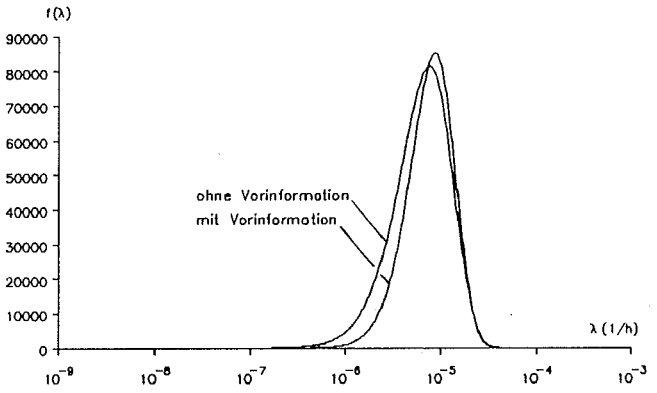


Bild 7: Wahrscheinlichkeitsdichtefunktion der Ausfallrate für das Startversagen von Nebenkühlwasserpumpen (anlagenspezifische Verteilungen)

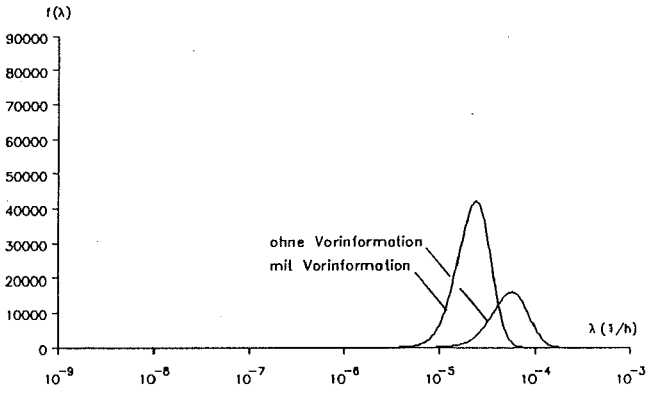


Bild 8: Wahrscheinlichkeitsdichtefunktion der Ausfallrate für das Startversagen von Nachkühlpumpen (anlagenspezifische Verteilungen)

---

[2]) Als nicht-informative A-priori-Verteilung werden in der Literatur die Gleichverteilung und die spezielle Γ-Verteilung mit den Parametern ($A = 1/2$, $B = 0$) genannt [4]. Letztere hat den Vorzug, daß sie die oft aufgeworfene Frage, ob die A-priori-Gleichverteilung für die Ausfallrate oder für die mittlere Lebensdauer zu wählen sei, überflüssig macht. Diese nicht-informative A-priori-Verteilung wird auch in der DRS-Phase B verwendet.

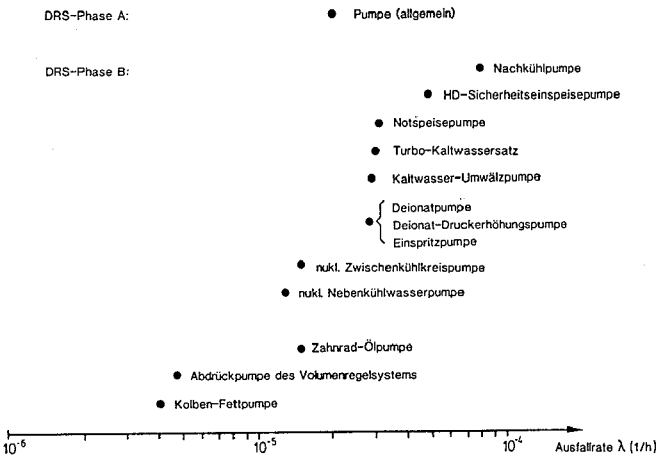


Bild 9: Erwartungswerte der Ausfallrate für das Startversagen von verschiedenen Pumpen

Für die Nebenkühlwasserpumpen ergibt sich ohne Vorinformation eine sehr ähnliche und nur geringfügig breitere Verteilung als mit Vorinformation.

Für die Nachkühlpumpen ist die Verteilung ohne Vorinformation nicht nur breiter[3]), sie liegt auch ungünstiger, das heißt, sie liegt bei höheren Ausfallraten als die Verteilung mit Vorinformation. Darin zeigt sich eben, daß hier die verfügbare Vorinformation und die anlagenspezifische Verteilung nicht kompatibel sind.

Auch für das Startversagen der anderen Pumpen wurden in der Phase B anlagenspezifische Ausfallraten ohne Vorinformation ermittelt. Einen Vergleich der Erwartungswerte dieser Verteilungen und des Erwartungswertes der Verteilung aus der Phase A der Deutschen Risikostudie zeigt das Bild 9. Die ermittelten Werte liegen zum Teil günstiger, zum Teil ungünstiger als der Phase-A-Wert. Bei den Kreiselpumpen ergibt sich die größte Abweichung für die eben diskutierten Nachkühlpumpen.

Nicht nur für Pumpen, sondern auch für die unterschiedlichen Ausfallarten der meisten anderen Komponenten konnten – soweit von Bedeutung – nach Komponententypen und Einsatzbedingungen differenzierte anlagenspezifische Ausfallraten oder Ausfallwahrscheinlichkeiten pro Anforderung ermittelt werden. Ein Vergleich der Erwartungswerte mit denen der Phase A wird in Tafel 1 gegeben.

Die Ausfallraten der Motorarmaturen liegen zum überwiegenden Teil niedriger als der in Phase A verwendete Wert. Für Rückschlagarmaturen ergaben sich aus der anlagenspezifischen Betriebserfahrung so niedrige Werte, daß auch in der Phase B keine Differenzierung durchgeführt wird.

Nur für die Ausfallwahrscheinlichkeiten von Sicherheitsventilen mußte auf eine Auswertung der Betriebserfahrungen in konventionellen Kraftwerken [11, 12] zurückgegriffen werden. Hier reicht die in den Kernkraftwerken zu den eingesetzten Sicherheits- und Entlastungsventilen vorliegende Betriebserfahrung für eine Zuverlässigkeitsbewertung nicht aus.

---

[3]) Dabei ist der logarithmische Maßstab der Abszisse zu beachten.

Tafel 1: Erwartungswerte der Ausfallraten bzw. Ausfallwahrscheinlichkeiten für unabhängige Ausfälle

Komponente, Funktionsausfall	Ausfallrate λ(1/h) bzw. Ausfallwahrscheinlichkeit p (1/Anforderung) (inkl. Abzweig und Steuerkette)		
	DRS-Phase A	DRS-Phase B	
		min	max
Pumpe, startet nicht	$\lambda = 2{,}0 \cdot 10^{-5}$	$\lambda = 4{,}1 \cdot 10^{-6}$	$\lambda = 7{,}9 \cdot 10^{-5}$
fördert nicht	$\lambda = 9{,}6 \cdot 10^{-5}$	$\lambda = 2{,}8 \cdot 10^{-5}$	$\lambda = 1{,}4 \cdot 10^{-3}$
Motorarmatur, öffnet nicht	$\lambda = 1{,}1 \cdot 10^{-5}$	$\lambda = 4{,}0 \cdot 10^{-6}$	$\lambda = 4{,}0 \cdot 10^{-5}$
schließt nicht	$\lambda = 1{,}1 \cdot 10^{-5}$	$\lambda = 4{,}0 \cdot 10^{-6}$	$\lambda = 2{,}0 \cdot 10^{-5}$
Rückschlagarmatur, öffnet nicht	$\lambda = 2{,}1 \cdot 10^{-6}$	$\lambda = 2{,}1 \cdot 10^{-7}$	
schließt nicht	$\lambda = 3{,}6 \cdot 10^{-6}$	$\lambda = 5{,}3 \cdot 10^{-7}$	
Sicherheitsventil, öffnet nicht	$p = 7{,}2 \cdot 10^{-3}$	$p = 2{,}1 \cdot 10^{-3}$	$p = 4{,}1 \cdot 10^{-3}$
schließt nicht	$p = 1{,}0 \cdot 10^{-2}$	$p = 4{,}0 \cdot 10^{-2}$	$p = 8{,}8 \cdot 10^{-2}$

Ebenso wie bei den Ausfallraten und Ausfallwahrscheinlichkeiten für unabhängige Komponentenausfälle wurde auch zur Ermittlung der Eintrittshäufigkeiten auslösender Ereignisse möglichst die anlagenspezifische Betriebserfahrung verwendet. Für einige auslösende Ereignisse mit geringer Eintrittshäufigkeit mußte die gesamte deutsche bzw. die weltweite Betriebserfahrung herangezogen werden (vgl. folgenden Abschnitt „Zuverlässigkeitsdaten").

Ausfallraten und Ausfallwahrscheinlichkeiten für Common-Mode-Ausfälle

Für die Bewertung von Common-Mode-Ausfällen reicht die anlagenspezifische Betriebserfahrung nicht aus. Hier muß auf die Dokumentation zu den Common-Mode-Ausfällen, die in der Bundesrepublik Deutschland sowie weltweit aufgetreten sind, zurückgegriffen werden. Daraus wurden in der Deutschen Risikostudie, Phase B, Common-Mode-Daten, und zwar Verteilungen für allgemein definierte Komponentengruppen ermittelt. Dabei war die Übertragbarkeit auf die Referenzanlage Biblis B sorgfältig zu untersuchen.

Beispiele für Erwartungswerte der Wahrscheinlichkeiten zu Common-Mode-Ausfällen sind in Tafel 2 zusammengestellt. Die Ausfallwahrscheinlichkeiten beziehen sich auf bestimmte Erkennungszeiten. Bei einer Erkennungszeit von zwei Wochen wird davon ausgegangen,

Tafel 2: Erwartungswerte der Ausfallwahrscheinlichkeiten für Common-Mode-Ausfälle

Komponente Funktionsausfall	Common-Mode-Ausfallwahrscheinlichkeit p DRS-Phase B			
	Erkennungszeit	2 von 4	3 von 4	4 von 4
Pumpe, startet nicht	2 Wochen	$2 \cdot 10^{-4}$	$2 \cdot 10^{-4}$	$5 \cdot 10^{-5}$
Motorventil,	2 Wochen	$1 \cdot 10^{-4}$	$1 \cdot 10^{-4}$	$4 \cdot 10^{-5}$
öffnet oder schließt nicht	12 Monate	$1 \cdot 10^{-3}$	$8 \cdot 10^{-4}$	$4 \cdot 10^{-4}$
Rückschlagarmatur,	2 Wochen	$2 \cdot 10^{-5}$	$7 \cdot 10^{-6}$	$1 \cdot 10^{-6}$
öffnet nicht	12 Monate	$2 \cdot 10^{-4}$	$8 \cdot 10^{-5}$	$1 \cdot 10^{-5}$

daß bei vierwöchentlich versetzten Funktionsprüfungen der einzelnen Stränge nach zwei Wochen (bei Prüfung des zweiten Stranges) der Common-Mode-Einfluß entdeckt und der Common-Mode-Ausfall behoben wird. Eine Erkennungszeit von 12 Monaten ist bei jährlich angeforderten Funktionen gegeben.

Zuverlässigkeitsuntersuchungen in der Deutschen Risikostudie, Phase B

Die Zuverlässigkeitsuntersuchungen der Phase B berücksichtigen

- die in der Referenzanlage durchgeführten Systemänderungen,
- „best estimate"-Mindestanforderungen an die Systemfunktionen und
- weitgehend anlagenspezifische Zuverlässigkeitsdaten.

Systemänderungen

Seit dem Abschluß der Analysen zur Phase A der Deutschen Risikostudie [1, 13] erfolgte in der Referenzanlage Biblis B eine Reihe von Systemänderungen. Diese Systemänderungen werden in den Analysen der Phase B berücksichtigt. Die Analysen der Phase B basieren somit auf dem aktuellen Stand der Systemtechnik in der Referenzanlage.

Folgende Systemänderungen haben einen wesentlichen Einfluß auf die Ergebnisse:

- Installation einer Teilautomatik für das geregelte Abfahren mit 100 K/h bei kleinen Lecks,
- Automatisches Teilabfahren der Anlage bei Ausfall der Hauptwärmesenke,
- Verbesserungen der FD-Abblasestation,
- Ansteuerung der Druckhalter-Abblasestränge durch verschiedene zusätzliche Absperrsignale,
- Möglichkeit der Netzrückschaltung bei Ausfall von Notstromdieseln,
- Installation eines Reservenetzanschlusses.

Unter Berücksichtigung aller durchgeführten Systemänderungen wurden neue Ergebnisse für die Häufigkeit von Kernschmelzen aufgrund der auslösenden Ereignisse ermittelt. Dabei wurden zunächst

- die pessimistischen Mindestanforderungen aus der Phase A und
- die Zuverlässigkeitsdaten aus der Phase A

zugrunde gelegt. Die Ergebnisse sind in Tafel 3 zusammengestellt [14]. Zum Vergleich sind dort auch die entsprechenden Ergebnisse der Phase A aufgeführt.

Tafel 3: Einfluß der Systemänderungen auf die Ergebnisse der Deutschen Risikostudie

Auslösendes Ereignis	Häufigkeit Kernschmelzen	
	Phase A	Phase B
Kleines Leck in einer Hauptkühlmittelleitung	$5{,}7 \cdot 10^{-5}$ /a	$6 \cdot 10^{-6}$ /a
Notstromfall	$1{,}3 \cdot 10^{-5}$ /a	$1 \cdot 10^{-7}$ /a
FD-Leitungsleck	–[1])	$2 \cdot 10^{-6}$ /a

[1]) Analog zu WASH-1400 [3] nicht bewertet.

Zugrunde gelegt wurden Mindestanforderungen und Zuverlässigkeitsdaten aus der Phase A.

Tafel 4: Mindestanforderungen an die Systemfunktionen zur Nachwärmeabfuhr bei Lecks in einer Hauptkühlmittelleitung

Kühlmittelverlust-Störfall	Leckquerschnitt [cm^2]	Systemfunktionen					
		HD-Einspeisungen	Druckspeicher-Einspeisungen	ND-Einspeisungen für Fluten	ND-Einspeisungen für Sumpfbetrieb	zulässige Abfahrverzögerung [min]	Speisewasserversorgung
Großes Leck	> 500	—	—	1	1	∞	—
Mittleres Leck	200 . . . 500	1	—	1	1	∞	—
	300 . . . 500	—	2	1	1	∞	—
Kleines Leck	80 . . . 200	3 oder 4	—	2	2	∞	—
		2	—	1	1	60	1 Hauptspeisewasserversorgung oder 2 Notspeisewasserversorgungen
		1	—	1	1	30	
	50 . . . 80	2	—	1	1	60	
		1	3	1	1	60	
		1	—	1	1	30	
	25 . . . 50	2	—	1	1	90	
		1	—	1	1	60	
	2 . . . 25	1	—	1	1	> 120	
		—	—	1	1	30	

Mindestanforderungen

Zur Ermittlung der Mindestanforderungen an die Systemfunktion wurden für Kühlmittelverluststörfälle und Transienten „best estimate"-Untersuchungen durchgeführt. Für „Lecks in einer Hauptkühlmittelleitung" sind die Mindestanforderungen in Tafel 4 zusammengestellt [14]. Aus dieser kann folgendes abgelesen werden:

Wenn spätestens nach 30 min abgefahren wird, reicht über das gesamte Leckspektrum 1 HD- und 1 ND-Strang zur Notkühlung aus, wobei die HD-Einspeisung nicht für alle Leckquerschnitte erforderlich ist. Die Druckspeicher, die zum Wiederauffüllen des Reaktordruckbehälters bei mittleren und großen Brüchen dienen, sind dort nicht notwendig, um ein Kernschmelzen zu verhindern. Bei kleinen Lecks von 25 bis 200 cm^2 kann trotz Druckspeicher-Einspeisungen, bei Totalausfall der HD-Systeme, ein Kernschmelzen nicht verhindert werden. Bei Lecks unter 25 cm^2 ist keine HD- und keine Druckspeicher-Einspeisung erforderlich, sofern innerhalb von 30 min abgefahren wird. Andernfalls ist 1 HD-Einspeisung notwendig. Die Druckspeicher zeigen sich auch hier als wenig wirksam.

Zuverlässigkeitsdaten

Die in der Phase B zugrunde gelegten Zuverlässigkeitsdaten für unabhängige Ausfälle und Common-Mode-Ausfälle von Komponenten wurden ausführlich im ersten Abschnitt „Zuverlässigkeitsdaten" diskutiert.

Zur Ermittlung von anlagenspezifischen Eintrittshäufigkeiten auslösender Ereignisse wurde auf die in beiden Blöcken des Kernkraftwerkes Biblis gewonnene Betriebserfahrung zurückgegriffen. Dies war möglich, da die Anlagentechnik der beiden Blöcke sehr ähnlich ist. Wie bereits die Deutsche Precursor-Studie [15, 16] zeigte (s.u.), hat sich die Anzahl der als „Vorläufer" eingestuften Störungen in den letzten Jahren gegenüber den ersten Betriebsjahren wesentlich verringert. Dies ist in Bild 10 dargestellt. Ursache sind die seit

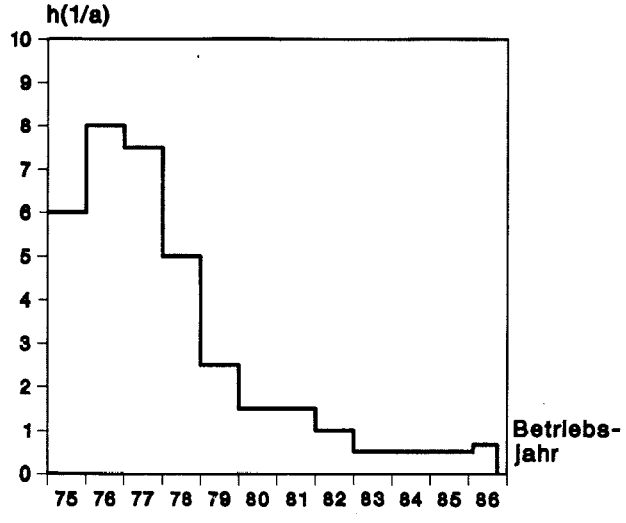


Bild 10: Häufigkeit pro Reaktorjahr der als „Vorläufer" eingestuften auslösenden Ereignisse, in Abhängigkeit vom Betriebsjahr

Tafel 5: Deutsche Risikostudie: Zu erwartende Häufigkeit auslösender Ereignisse (1/a)

Auslösendes Ereignis	Phase A	Phase B
Kleines Leck in einer Hauptkühlmittelleitung	$2{,}7 \cdot 10^{-3}$	10^{-3}
Öffnen von Druckhalterventilen beim Notstromfall	0,1	ϵ
Öffnen von Druckhalterventilen bei anderen zu erwartenden Transienten	0,4	0,4
Notstromfall	0,1	0,03
Ausfall Hauptspeisewasserversorgung	0,8	0,3
Ausfall Hauptwärmesenke (ohne Ausfall Hauptspeisewasserversorgung)	0,3	0,3
Großes Leck in einer FD-Leitung innerhalb Sicherheitsbehälter	—[1])	$2{,}7 \cdot 10^{-4}$
Großes Leck in einer FD-Leitung hinter Abblasestation	—[1])	$2{,}7 \cdot 10^{-4}$
Mittleres Leck in einer FD-Leitung innerhalb Sicherheitsbehälter	—[1])	$8 \cdot 10^{-4}$
Mittleres Leck in einer FD-Leitung hinter Abblasestation	—[1])	$8 \cdot 10^{-4}$

ϵ bedeutet vernachlässigbar

[1]) Analog zu WASH-1400 [3] nicht bewertet

Übernahme durchgeführten Systemänderungen und die „Lerneffekte" des Betriebspersonals. Die bis 1979 gewonnene Betriebserfahrung kann daher für die gegenwärtig vorliegenden Verhältnisse nicht als repräsentativ angesehen werden. Zur Ermittlung der Eintrittshäufigkeiten der Ereignisse

- „Ausfall Hauptspeisewasserversorgung",
- „Ausfall Hauptwärmesenke" und
- „Öffnen von Druckhalterventilen"

wurden daher nur die Betriebserfahrungen seit 1980 berücksichtigt. Die Ergebnisse sind in Tafel 5 zusammengestellt und mit den Werten der Deutschen Risikostudie, Phase A, verglichen [1, 8, 17].

Zur Ermittlung der Eintrittshäufigkeit des „Notstromfalls" konnte nicht mehr auf die Betriebserfahrungen Biblis zurückgegriffen werden, da inzwischen ein Reservenetzanschluß installiert wurde. Die abgeschätzte Eintrittshäufigkeit beruht auf der gesamten deutschen Betriebserfahrung von Kernkraftwerken mit Haupt- und Reservenetzanschluß [18]. Aufgrund der installierten Automatik zum Teilabfahren der Anlage bei Ausfall der Hauptwärmesenke ist mit einem Ansprechen von Druckhalter-Abblaseventilen im Notstromfall nicht mehr zu rechnen.

Die Häufigkeiten von „Lecks in einer Hauptkühlmittelleitung", von „Lecks in Dampferzeuger-Heizrohren" und von „Lecks in einer FD-Leitung" konnten nur mit Hilfe der weltweiten Betriebserfahrung abgeschätzt werden, wobei zusätzlich bruchmechanische Abschätzungen und Expertenbewertungen herangezogen wurden.

Bei der Abschätzung der Eintrittshäufigkeit eines „kleinen Lecks in einer Hauptkühlmittelleitung" ist zu berücksichtigen, daß in etwa 900 DWR-Betriebsjahren weltweit kein Leck oder Bruch bei Leistungsbetrieb auftrat, bei dem die Notkühlung angefordert wurde. Daraus erhält man für ein „kleines Leck in einer Hauptkühlmittelleitung" eine Eintrittshäufigkeit von rund 10^{-3}/a. Für größere Leckquerschnitte in einer Hauptkühlmittelleitung ergaben sich aus bruchmechanischen Abschätzungen noch deutlich niedrigere Eintrittshäufigkeiten.

Für die Eintrittshäufigkeiten von „Lecks im FD-System" wurden hingegen die in Phase A verwendeten Werte für Lecks in einer Hauptkühlmittelleitung zugrunde gelegt [8]. Diese Werte beruhen auf generischen Informationen zu Rohrleitungslecks aus der Betriebserfahrung mit konventionellen und nuklearen Anlagen. Diese Daten wurden herangezogen, weil die FD-Leitungen innerhalb des Sicherheitsbehälters und hinter den FD-Schnellschlußventilen nicht „basissicher" sind. Im Bereich der FD-Abblasestation erfüllen die FD-Leitungen die Anforderung der Rahmenspezifikation „Basissicherheit", so daß ein FD-Leck in diesem Bereich gegenüber den anderen Lecklagen vernachlässigt werden konnte.

Fehlerbaumanalysen

Die mit Hilfe von Fehlerbaumanalysen ermittelten Wahrscheinlichkeiten für den Ausfall der Systemfunktionen, die zur Beherrschung der unterschiedlichen auslösenden Ereignisse benötigt werden, sind in Tafel 6 zusammengestellt. Dabei handelt es sich um erste Ergebnisse, die noch nicht in allen Einzelheiten überprüft wurden. Zum Vergleich sind wieder die entsprechenden Werte aus der Phase A aufgeführt [1, 13].

Die durchgeführten Systemänderungen und die „best estimate"-Mindestanforderungen wirken sich generell günstig auf die in der Phase B ermittelten Wahrscheinlichkeiten aus. Die aufgrund der weltweiten Betriebserfahrung quantifizierten Common-Mode-Ausfälle und die teilweise ungünstigeren Zuverlässigkeitsdaten für unabhängige Ausfälle haben eine Erhöhung von Beiträgen zur Folge.

Häufigkeit von Kernschmelzunfällen

Die Beiträge der einzelnen auslösenden Ereignisse zur Häufigkeit von Kernschmelzunfällen erhält man durch Multiplikation der Eintrittshäufigkeit der auslösenden Ereignisse mit der Wahrscheinlichkeit des Ausfalls der erforderlichen Systemfunktionen. Die vorliegenden

Tafel 6: Deutsche Risikostudie: Erwartungswert der Wahrscheinlichkeit für den Ausfall der erforderlichen Systemfunktionen

Auslösendes Ereignis	Phase A	Phase B
Kleines Leck in einer Hauptkühlmittelleitung	$2{,}1 \cdot 10^{-2}$	$3 \cdot 10^{-3}$
Öffnen von Druckhalterventilen beim Notstromfall	$7 \cdot 10^{-5}$	ϵ
Öffnen von Druckhalterventilen bei anderen zu erwartenden Transienten	$5{,}4 \cdot 10^{-6}$	$2{,}5 \cdot 10^{-5}$
Notstromfall	$1{,}3 \cdot 10^{-4}$	$6 \cdot 10^{-6}$
Ausfall Hauptspeisewasserversorgung	$4 \cdot 10^{-6}$	$1 \cdot 10^{-5}$
Ausfall Hauptwärmesenke (ohne Ausfall Hauptspeisewasserversorgung)	$\sim 10^{-7}$	$3 \cdot 10^{-6}$
Großes Leck in einer FD-Leitung innerhalb Sicherheitsbehälter	—[1])	$3 \cdot 10^{-2}$
Großes Leck in einer FD-Leitung hinter Abblasestation	—[1])	$2 \cdot 10^{-3}$
Mittleres Leck in einer FD-Leitung innerhalb Sicherheitsbehälter	—[1])	$7 \cdot 10^{-3}$
Mittleres Leck in einer FD-Leitung hinter Abblasestation	—[1])	$2 \cdot 10^{-3}$

ϵ bedeutet vernachlässigbar

[1]) Analog zu WASH-1400 [3] nicht bewertet

Tafel 7: Deutsche Risikostudie: Zu erwartende Häufigkeit von Kernschmelzunfällen (1/a)

Auslösendes Ereignis	Phase A	Phase B
Kleines Leck in einer Hauptkühlmittelleitung	$5{,}7 \cdot 10^{-5}$	$3 \cdot 10^{-6}$
Kleines Leck am Druckhalter beim Notstromfall	$7 \cdot 10^{-6}$	ϵ
Kleines Leck am Druckhalter bei anderen zu erwartenden Transienten	$2 \cdot 10^{-6}$	$1 \cdot 10^{-5}$
Notstromfall	$1{,}3 \cdot 10^{-5}$	$2 \cdot 10^{-7}$
Ausfall Hauptspeisewasserversorgung	$3 \cdot 10^{-6}$	$3 \cdot 10^{-6}$
Ausfall Hauptwärmesenke (ohne Ausfall Hauptspeisewasserversorgung)	ϵ	$1 \cdot 10^{-6}$
Großes Leck in einer FD-Leitung innerhalb Sicherheitsbehälter	—[1])	$8 \cdot 10^{-6}$
Großes Leck in einer FD-Leitung hinter Abblasestation	—[1])	$5 \cdot 10^{-7}$
Mittleres Leck in einer FD-Leitung innerhalb Sicherheitsbehälter	—[1])	$6 \cdot 10^{-6}$
Mittleres Leck in einer FD-Leitung hinter Abblasestation	—[1])	$1{,}5 \cdot 10^{-6}$

ϵ bedeutet vernachlässigbar

[1]) Analog zu WASH-1400 [3] nicht bewertet

Ergebnisse und ihr Vergleich mit den Ergebnissen der Phase A finden sich in Tafel 7. Aufgeführt sind nur Beiträge aus anlageninternen auslösenden Ereignissen. Bestimmte Beiträge zur Häufigkeit von Kernschmelzen hängen von Details der sicherheitstechnischen Auslegung ab. Beiträge zur Kernschmelzhäufigkeit resultieren auch aus Einwirkungen von außen (inklusive Brand), wie auch in den Fachbeiträgen „Risikountersuchungen zu Unfällen in Kernkraftwerken" und „Beurteilung der Brandgefahr in kerntechnischen Anlagen" dargestellt wird.

Die Beiträge „mittlerer Lecks" oder „großer Lecks in einer Hauptkühlmittelleitung" sind wegen ihrer im Vergleich zur Phase A erheblich niedrigeren Eintrittshäufigkeit von untergeordneter Bedeutung. Sie wurden daher in Tafel 7 nicht aufgenommen. Die Untersuchungen zu „Dampferzeuger-Heizrohrlecks" und zum „Leck des Nebenkühlwassersystems im Ringraum" sowie zu ATWS-Störfällen sind noch nicht abgeschlossen. Nichtabsperrbare Lecks über Anschlußleitungen, die aus dem Sicherheitsbehälter herausführen, liefern keinen maßgeblichen Beitrag zur Kernschmelzhäufigkeit. Damit werden Abschätzungen aus der Phase A bestätigt.

Die Ergebnisse sind vorläufig, sie sollten deshalb noch nicht verwendet werden, um eine Gesamthäufigkeit für Kernschmelzen abzuschätzen. Insgesamt kann man anhand der vorliegenden Ergebnisse feststellen:

- Die differenzierte Auswertung von Betriebserfahrungen zur Ermittlung der Zuverlässigkeitsdaten ergibt zwar eine Erhöhung von Beiträgen, mit den in der Referenzanlage durchgeführten Systemänderungen werden die in Phase A dominanten Anteile an der Kernschmelzhäufigkeit aber reduziert.
- Die detaillierte Untersuchung weiterer, bereits in der Phase A als wichtig erkannter auslösender Ereignisse [1] führt zu zusätzlichen Beiträgen zur Kernschmelzhäufigkeit.
- Die aus anlageninternen auslösenden Ereignisse ermittelten Beiträge zur Kernschmelzhäufigkeit liegen insgesamt günstiger als die in Phase A berechneten Werte.

Zuverlässigkeitsbewertungen in der Deutschen Precursor-Studie

Vorgehensweise

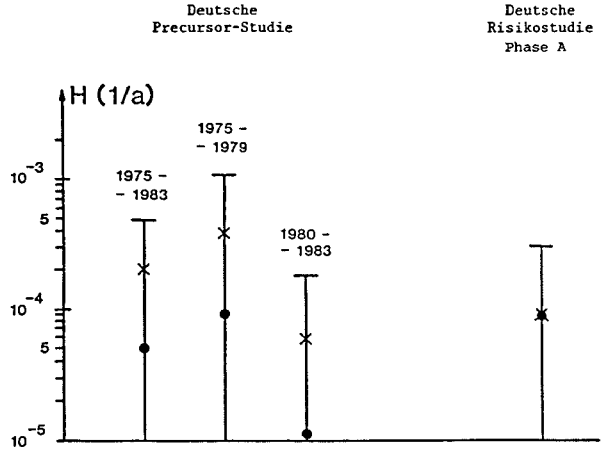
Precursor-Studien haben zum Ziel, bei Risikoabschätzungen in verstärktem Maß und möglichst direkt Gebrauch von den vorliegenden Betriebserfahrungen zu machen.

Precursor-Untersuchungen wurden zuerst in den USA durchgeführt [19, 20]. Nach [19] wird ein solches Ereignis als „Precursor" (Vorläufer) bezeichnet, bei dem entweder tatsächlich schwere Kernschäden auftraten oder das in Verbindung mit gedachten weiteren Ereignissen zu schweren Kernschäden hätte führen können. Die Einstufung von Ereignissen als „Precursor" wurde dabei ziemlich weit gefaßt. So wurden in [19, 20] zum Beispiel Ausfälle der Hauptspeisewasserversorgung als „Precursors" bezeichnet.

In den Berichten [19, 20] wurden die US-amerikanische Betriebserfahrung für einen jeweils festgelegten Zeitraum ausgewertet. Für alle DWR-Anlagen und für alle SWR-Anlagen wurden einerseits mittlere Eintrittshäufigkeiten von auslösenden Ereignissen bestimmt und andererseits mittlere Nichtverfügbarkeiten der einzelnen Sicherheitssysteme abgeschätzt. Daraus wurde eine Häufigkeit schwerer Kernschäden, gemittelt über alle DWR- bzw. SWR-Anlagen, berechnet.

Mit der Deutschen Precursor-Studie [15, 16] erfolgte erstmals eine anlagenspezifische Precursor-Untersuchung. Als Referenzanlage wurde das Kernkraftwerk Biblis mit den Blöcken A und B ausgewählt, wobei eine Betriebszeit von insgesamt etwa 16 Reaktorjahren ausgewertet wurde. Dem Nachteil des geringeren Umfanges anlagenspezifischer Betriebserfahrung steht der erhebliche Vorteil anlagenspezifischer Analysen gegenüber. Wesentliche Schritte in der Vorgehensweise der Deutschen Precursor-Studie waren:

- Die Ermittlung der anlagenspezifischen Eintrittshäufigkeiten auslösender Ereignisse unter Verwendung von Unterlagen, die in ihrer Detaillierung deutlich über die Meldungen von „besonderen Vorkommnissen" hinausgehen,



Angegeben sind:

1. Referenzergebnisse •
   (weitgehend auf der Basis unverzerrter Schätzungen ermittelt)
2. Obere subjektive 95 %-Vertrauensgrenzen
3. Erwartungswerte der subjektiven Wahrscheinlichkeitsverteilungen x

Bild 11: Schätzwerte und zugehörige Unsicherheiten für die zu erwartende Häufigkeit schwerer Kernschäden

- die Ermittlung der Wahrscheinlichkeiten von Systemausfällen aus anlagenspezifischen Strang-Nichtverfügbarkeiten,
- die Bewertung der in der Betriebserfahrung Biblis aufgetretenen Systemausfälle, Mehrfachausfälle und potentiellen System- bzw. Mehrfachausfälle,
- die Bewertung von Handmaßnahmen auf Basis der anlagenspezifischen Betriebserfahrung.

Als „Vorläufer" zu möglichen schweren Kernschäden wurden (ähnlich wie in [19, 20]) folgende bei Anlagenbetrieb aufgetretene Ereignisse berücksichtigt:

- Auslösende Ereignisse, die nicht nur zu einer Reaktorschnellabschaltung, sondern zur Anforderung weiterer Sicherheitssysteme oder sicherheitstechnisch wichtiger Systeme führten;
- Ereignisse, bei denen ein Ausfall bzw. ein potentieller Ausfall einer Systemfunktion oder ein Mehrfachausfall bzw. ein potentieller Mehrfachausfall vorlag.

Die Bewertung der „Vorläufer" erfolgte in der Deutschen Precursor-Studie unter Heranziehung der Fehlerbäume und Ereignisablaufdiagramme der Deutschen Risikostudie, Phase A [1, 13, 17] und beruht somit auf den pessimistischen Mindestanforderungen des Genehmigungsverfahrens für Vollastbetrieb.

Ergebnisse

Aufgrund der 16 ausgewerteten Reaktorbetriebsjahre wurden für die Anlage Biblis folgende Ergebnisse für die zu erwartende Häufigkeit schwerer Kernschäden ermittelt (Bild 11):

- Schätzwert für den Mittelwert über die gesamte betrachtete Betriebszeit $5 \cdot 10^{-5}$ pro Reaktorjahr
- subjektive 95 %-Vertrauensgrenze $5 \cdot 10^{-4}$ pro Reaktorjahr

In Bild 11 sind auch die entsprechenden Ergebnisse für die jeweils halben Beobachtungszeiträume dargestellt.

Die zeitliche Entwicklung des auf Basis der „Vorläufer" eines Betriebsjahres ermittelten Schätzwertes für die zu erwartende Häufigkeit schwerer Kernschäden zeigt Bild 12. Ursachen für die insgesamt deutliche Abnahme der zu erwartenden Häufigkeit schwerer Kernschäden mit zunehmender Betriebszeit sind zahlreiche Systemverbesserungen und die zunehmende Erfahrung des Betriebspersonals.

Die vorliegende Betriebserfahrung Biblis bestätigt die in der Deutschen Risikostudie ermittelte Eintrittshäufigkeit von Kernschmelzunfällen. Dabei ist allerdings zu berücksichtigen, daß definitionsgemäß nur die in der Betriebserfahrung aufgetretenen Ereignisse ausgewertet wurden, wo hingegen eine Risikostudie alle möglichen Ereignisse zum Gegenstand hat, die einen wichtigen Beitrag liefern können.

Zusätzliche Untersuchungen

Um die „Vorläufer"-Untersuchungen für das Kernkraftwerk Biblis auf eine möglichst breite Basis zu stellen, soll die Übertragbarkeit der gemeldeten „besonderen Vorkommnisse" der anderen deutschen Anlagen auf die Referenzanlage geprüft werden. Dies soll in zwei Arbeitsschritten anhand der folgenden Fragestellungen geschehen:

1. Sind in anderen Kernkraftwerken zusätzliche Arten auslösender Ereignisse aufgetreten und inwiefern sind sie auf die Anlage Biblis übertragbar?

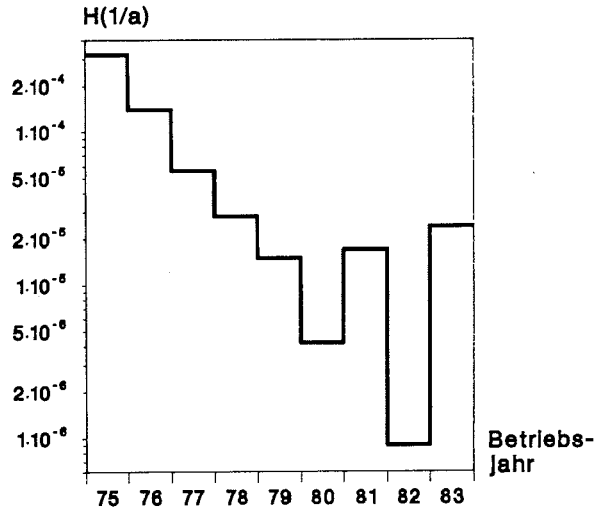


Bild 12: Auf Basis der „Vorläufer" eines Betriebsjahres ermittelte zu erwartende Häufigkeit schwerer Kernschäden pro Reaktorjahr, in Abhängigkeit vom Betriebsjahr

2. Sind in anderen Kernkraftwerken zusätzliche Arten von Systemausfällen, Mehrfachausfällen oder potentiellen System- bzw. Mehrfachausfällen aufgetreten und inwiefern sind sie auf die Anlage Biblis übertragbar?

Die Arbeiten hierzu werden gegenwärtig durchgeführt.

Zuverlässigkeitsuntersuchungen für andere Kernkraftwerke

Im Auftrag des Bundesministers für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit führt die GRS für ältere in Betrieb befindliche Kernkraftwerke Untersuchungen mit den Methoden der Deutschen Risikostudie durch. Solche Untersuchungen werden international auch als Probabilistische Sicherheitsanalysen (PSA) bezeichnet.

Die Deutsche Risikostudie hat gezeigt, daß durch gezielte Zuverlässigkeitsuntersuchungen von Systemen in bezug auf bestimmte auslösende Ereignisse der Sicherheitsstatus von Kernkraftwerken beurteilt werden kann. Um eine quantitative Aussage über das Zusammenwirken der sicherheitstechnisch wichtigen Systeme und über die Ausgewogenheit des Sicherheitskonzeptes zu bekommen, werden am Beispiel einer älteren Anlage mit Druck- und einer älteren Anlage mit Siedewasserreaktor Zuverlässigkeitsuntersuchungen für jeweils ausgewählte auslösende Ereignisse durchgeführt.

Die Mindestanforderungen an die Systemfunktionen, die diesen Untersuchungen zugrunde liegen, wurden vorwiegend im Rahmen der Genehmigungsverfahren bestimmt. Es sind dies also pessimistische Mindestanforderungen für Vollastbetrieb. „Best estimate"-Mindestanforderungen wurden bisher nicht ermittelt.

Die in den Analysen verwendeten Zuverlässigkeitsdaten stammen aus der Phase A der Deutschen Risikostudie [8]. Diese Daten basieren auf generischen Informationen für allgemein definierte Komponentengruppen, und zwar zum erheblichen Teil (insbesondere für die verfahrenstechnischen Komponenten) auf nichtnuklearer Betriebserfahrung (vgl. ersten Abschnitt „Zuverlässigkeitsdaten"). Es ist geplant, zumindest für die unabhängigen

Ausfälle der Komponenten, deren Zuverlässigkeit dominierenden Einfluß auf das Gesamtergebnis hat, anlagenspezifische Daten aus den untersuchten Anlagen zu berücksichtigen. Ebenso wie in der Deutschen Risikostudie, Phase B, müssen aktuelle Common-Mode-Daten, die sich aus dem anlagenspezifischen Zuschneiden der weltweit aufgetretenen Common-Mode-Ausfälle ergeben, in die Zuverlässigkeitsanalysen miteingebunden werden.

Zusammenfassung

In der Bundesrepublik Deutschland erfolgen umfassende und detaillierte Zuverlässigkeitsuntersuchungen in der Deutschen Risikostudie, Phase B. Dabei werden möglichst weitgehend die vorliegenden Betriebserfahrungen eingebunden. Ein Vergleich der Ergebnisse der Deutschen Risikostudie mit direkten Auswertungen der Betriebserfahrungen wurde im Rahmen der Deutschen Precursor-Studie durchgeführt.

Umfangreiche und detaillierte Zuverlässigkeitsuntersuchungen erfolgen auch für ältere DWR- und SWR-Anlagen. Diese Untersuchungen basieren derzeit auf generischer Information (Zuverlässigkeitsdaten aus der Deutschen Risikostudie, Phase A), auch hier ist eine möglichst weitgehende Einbindung der anlagenspezifischen Betriebserfahrungen geplant.

Man kann also feststellen, daß Zuverlässigkeitsuntersuchungen für Sicherheitssysteme von Kernkraftwerken und ihre Absicherung durch Auswertungen von Betriebserfahrungen einen immer größeren Stellenwert gewinnen.

Schrifttum

[1] Gesellschaft für Reaktorsicherheit: Deutsche Risikostudie Kernkraftwerke, Hauptband. Verlag TÜV Rheinland, 1979

[2] Swain, A.D., und H. E. Guttmann: Handbook of Human Reliability Analysis with Emphasis on Nuclear Power Plant Applications. Final Report, NUREG/CR-1278, August 1983

[3] Reactor Safety Study – An Assessment of Accident Risks in U.S. Commercial Nuclear Power Plants. WASH-1400 (NUREG-75/014) USNCRC, October 1975

[4] Box, G.E.P., und G.C. Tiao: Bayesian Inference in Statistical Analysis. Addison-Wesley Publishing Company, 1973

[5] DeFinetti, B.: Theory of Probability. John Wiley & Sons, 1974

[6] Martz, H.F., und R. A. Waller: Bayesian Reliability Analysis. John Wiley & Sons, 1982

[7] Apostolakis, G., S. Kaplan, B.J. Garrick und R.J. Duphily: Data Specialization for Plant Specific Risk Studies. Nucl. Engineering and Design 56 (1982) 321

[8] Gesellschaft für Reaktorsicherheit: Deutsche Risikostudie Kernkraftwerke, Fachband 3, Zuverlässigkeitskenngrößen und Betriebserfahrungen. Verlag TÜV Rheinland, 1980

[9] Bento J.-P. et al.: Reliability Data Book for Components in Swedish Nuclear Power Plants. Prepared for RKS – Nuclear Safety Board of the Swedish Utilities SKI – Swedish Nuclear Power Inspectorate 1985

[10] Stringham, R.S., und A. A. McClymont: PWR Power Plant Pump Reliability Data. EPRI-NP-2592, Interim Report, September 1982

[11] RWTÜV, GRS, TÜV Rheinland: Untersuchung der Zuverlässigkeit von Druckabsicherungen in Kernkraftwerken; Ergebnisse des vom Bundesminister des Innern geförderten Forschungsvorhabens SR 214. Berichts-Nr.: 911-258/81. TÜV Rheinland, Köln, September 1981

[12] GRS, TÜV Rheinland, RWTÜV: Auswertung der Betriebserfahrungen mit Sicherheitsarmaturen; Ergebnisse des vom Bundesminister des Innern geförderten Vorhabens SR 297. RWTÜV, Essen, Januar 1985

[13] Gesellschaft für Reaktorsicherheit: Deutsche Risikostudie Kernkraftwerke, Fachband 2, Zuverlässigkeitsanalyse. Verlag TÜV Rheinland, 1981

[14] Hörtner, H., E. J. Kersting und B. M. Pütter: Systemtechnische und Ereignisablauf-Analysen. Fachsitzung „Ergebnisse der Phase B der Deutschen Risikostudie Kernkraftwerke". Jahrestagung Kerntechnik '86, Aachen, 8.–10.4.1986

[15] Hörtner, H., W. Frey, J. von Linden und G. Reichart: German Precursor Study – Methods and Results. International ANS/ENS Topical Meeting on Probabilistic Safety Methods and Applications, San Francisco, February 24 – March 1, 1985

[16] Hörtner, H., W. Frey, J. von Linden und G. Reichart: Betriebserfahrung und Wahrscheinlichkeit schwerer Kernschäden – Deutsche Precursor-Studie. Jahrestagung Kerntechnik '85, München, 21.–23. Mai 1985

[17] Gesellschaft für Reaktorsicherheit: Deutsche Risikostudie Kernkraftwerke, Fachband 1, Ereignisablaufanalyse. Verlag TÜV Rheinland, 1980

[18] Spindler, H.: Zuverlässigkeit der Eigenbedarfsversorgung von Kernkraftwerken. Atomwirtschaft (Februar 1984) 87
[19] Minarick, J.W., und C. A. Kukielka: Precursors to Potential Severe Core Damage Accidents: 1969–1979. A Status Report Science Applications Inc. Oak Ridge National Laboratory NUREG/CR-2497, June 1982
[20] Cottrell, W. B., J. W. Minarick, P. N. Austin, E. W. Hagen und J. D. Harris: Precursors to Potential Severe Core Damage Accidents: 1980–1981. A Status Report NUREG/CR-3591, ORNL/NSIC-217, Volume 1: July 1984, Volume 2: February 1984

Diskussion

W. Braun (KWU):

Herrn Hörtner und die anwesenden Fachleute bitte ich um Verständnis, wenn ich die folgenden grundsätzlichen Anmerkungen mache, die dem Referat vorauszuschicken sind:

1. Bei weitem nicht alle in der Deutschen Risikostudie untersuchten Fälle der Überschreitung von Auslegungsgrenzwerten bedeuten automatisch auch ein vollständiges Kernschmelzen, weil zum Beispiel teilweises und zeitweises Ausfallen von Systemen nicht bewertet werden konnte. Weil jedoch solche teilweisen und zeitweisen Ausfälle bei weitem die wahrscheinlichsten Ereignisabläufe sein werden, stellen die ermittelten Eintrittshäufigkeiten der Deutschen Risikostudie zweifellos eine obere Schranke dar.

2. In Anbetracht der öffentlichen Bedeutung der Ergebnisse der Deutschen Risikostudie kann man nicht deutlich genug darauf hinweisen, daß die Ergebnisse solcher probabilistischer Zuverlässigkeitsuntersuchungen grundsätzlich nicht den Charakter einer Prognose besitzen können. Es ist aus mathematischen Gründen unzulässig und falsch, über eine kleine Zahl von Pumpen, Schaltern, Ventilen und anderen Komponenten eine statistisch gesicherte prognostische Aussage zu machen, zumal wir probabilistische Aussagen nur deshalb machen, weil wir deterministische Zusammenhänge noch nicht vollständig kennen. Würden wir sie kennen, so würden wir die Fehlerursache selbstverständlich beheben und der Fehler wäre damit ausgeschlossen.

   Wir müssen dem Nichtfachmann deshalb immer wieder sagen, daß solche probabilistische Zuverlässigkeitsuntersuchungen deshalb zwar keine Prognose zulassen, sehr wohl aber geeignet sind, Schwachstellen komplizierter Systeme ausfindig zu machen und Vergleiche zwischen verschiedenartigen technischen Anlagen anzustellen. Und darin besteht der besondere Wert solcher Untersuchungen. Nicht aber darf man aussagen, daß eine Eintrittshäufigkeit irgendeines Ausfalls von zum Beispiel 10^{-3}/a auch bedeutet, daß im Mittel dieser Ausfall einmal in 1000 Jahren zu erwarten sei.

H. Schiemann (SWF):

Die Zuverlässigkeit von Komponenten und Systemen ist beeindruckend. Nun hat uns der Referent versprochen, etwas zur Frage der Zuverlässigkeit des Menschen zu sagen. Das ist wichtig, denn die drei Störfälle Brunsbüttel, Harrisburg und Tschernobyl und auch die Challenger-Katastrophe sind ja allein auf menschliches Versagen zurückzuführen gewesen – sei es, daß es sich um mangelnde Ausbildung oder charakterliches Versagen gehandelt hätte. Das ist es, was die Öffentlichkeit besonders beunruhigt. Wie steht es damit?

H. Hörtner (GRS):

Hier sind im wesentlichen zwei Aspekte zu unterscheiden, die Auslösung von Störfällen durch menschliches Fehlverhalten und menschliche Fehlhandlungen bei der Störfallbeherrschung:

- Die aus der Betriebserfahrung gewonnenen Eintrittshäufigkeiten von Transienten oder Kühlmittelverluststörfällen beinhalten auch die Verursachung durch menschliches Versagen. Hier wurden alle Ursachen – gleichgültig, ob das der Mensch oder nicht der Mensch war – zusammengefaßt und aus der Betriebserfahrung gemeinsam bewertet. Störfälle, die durch mangelnde Zuverlässigkeit des Menschen verursacht wurden, sind in diesen Eintrittshäufigkeiten also enthalten.
- Zu menschlichen Handlungen, die nach dem Störfalleintritt nötig wären, gibt es weltweit nur in geringem Umfang belastbare Daten aus der Betriebserfahrung oder aus Simulatorexperimenten. Hier ist man dann auf Expertenschätzungen angewiesen. Diese Handlungen spielen aber in deutschen Anlagen wegen des hohen Automatisierungsgrades nicht so eine große Rolle wie in vielen ausländischen Kernkraftwerken.

W. Braun (KWU):

Der Antwort an Herrn Schiemann wegen der möglicherweise ausschlaggebenden Bedeutung menschlichen Versagens ist hinzuzufügen, daß wir von Anfang an bei der Auslegung der Sicherheitstechnik unserer Kernkraftwerke dem Grundsatz gefolgt sind, daß die Abwendung und Beherrschung von Störfällen nicht davon abhängen darf, daß das Bedienungspersonal unter Streß schnell und richtig handelt. Wir haben deshalb alle sicherheitstechnisch relevanten Schalthandlungen automatisiert, die während der ersten 30 Minuten nach Eintritt eines Störfalls ergriffen werden müssen. Die Verriegelung gegen Fehlbedienung und die Automatisierung der erforderlichen Schalthandlungen während dieser Karenzzeit von mindestens 30 Minuten entlastet das Betriebspersonal vom Entscheidungsdruck und verschafft die notwendige Orientierungszeit für nachfolgende intelligente Schalthandlungen. Wenn Herr Hörtner von der Eintrittshäufigkeit von Bedienungsfehlern spricht, dann davon, daß auch nach dieser Karenzzeit von 30 Minuten menschliche Fehler nicht völlig ausgeschlossen werden können.

H. Fabian (KWU):

Der Sequenz Frischdampfleitungsbruch kommt nach den vorgelegten Zahlen relativ große Bedeutung zu, die im wesentlichen aus der hohen Eintrittshäufigkeit resultiert. Hier ergibt sich gegenüber der Bewertung des Primärkreises ein großer Unterschied. Berechtigt der marginale Qualitätsunterschied eine derartige Einschätzung?

H. Hörtner (GRS):

Die Qualität der Primärkreisleitungen wurde im Rahmen der Phase B der Risikostudie ausführlich untersucht. Für die Qualität der Frischdampfleitungen wurde das nicht getan. Da keine detaillierten Überprüfungen erfolgen konnten, wurden die generischen Daten aus der Phase A der deutschen Risikostudie verwendet.

H. Pleger (GRS):

Im Dia, auf dem die Häufigkeit der Kernschmelzfälle dargestellt ist, ist zweimal der Begriff „Notstromfall" verwendet worden. Ich vermute, daß da zwei verschiedene Inhalte gemeint sind. Können Sie das erläutern?

H. Hörtner (GRS):

Einmal ist der Notstromfall als Transiente und einmal ein kleines Leck am Druckhalter bei Notstromfall aufgenommen worden. Beim Notstromfall ist es früher zu einem Ansprechen von einem Druckhalterabblaseventil kurz nach Eintritt des Notstromfalls gekommen, wenn der Notstromfall unter ungünstigen Bedingungen, das heißt bei Vollastbetrieb zu Beginn des Zyklus, aufgetreten ist.

Wenn dieses Druckhalterabblaseventil nicht wieder geschlossen hätte und auch die redundante Absperrarmatur versagt hätte, hätte sich daraus ein Leck am Druckhalter beim Notstromfall entwickeln können. Das wäre dann ein Kühlmittelverluststörfall, der eben dann unterschiedlich zu untersuchen ist – mit anderen Mindestanforderungen als der Notstromfall als Transiente. Deswegen ist in die Tafel über die Häufigkeit von Kernschmelzunfällen zweimal der Notstromfall aufgenommen worden.

Beurteilung der Brandgefahr in kerntechnischen Anlagen

Von H. Liemersdorf[1])

Kurzfassung

Der Brandschutz im Wohnungsbau und im industriellen Bereich ist eine überwiegend empirische Disziplin. Da bei kerntechnischen Anlagen die Ziele des Brandschutzes über diejenigen im konventionellen Bereich hinausgehen, sind Methoden erforderlich, um die empirischen Bewertungsmaßstäbe wissenschaftlich zu unterbauen oder zu ergänzen.

Der Vortrag beschreibt die dazu entwickelte Methode der Brandgefahrenanalyse und stellt die wesentlichen Ergebnisse ihrer Anwendung auf Kernkraftwerke vor. Die Analysen hatten einmal zum Ziel, das Risiko zu quantifizieren, mit dem ein Brand zum Gesamtrisiko eines Kernkraftwerks beiträgt, zum anderen sollten sie Aussagen zur Ausgewogenheit einzelner Brandschutzmaßnahmen ermöglichen.

Die Ergebnisse zeigen, daß der Brandrisikobeitrag gegenüber dem Beitrag aus anderen Ereignissen nicht dominiert. Sie bestätigen die Brandschutzkonzepte der untersuchten Anlagen, zeigen aber auch Optimierungsmöglichkeiten auf.

Das entwickelte Analyseverfahren zur Beurteilung einer Brandgefahr soll zukünftig außer bei Kernkraftwerken auch bei anderen kerntechnischen Anlagen angewendet werden. Es ist darüber hinaus grundsätzlich auch im konventionellen Bereich einsetzbar, wo es neue Maßstäbe bei der Risikobeurteilung setzen könnte.

Abstract

The fire protection for conventional buildings and in the industrial area is essentially an empirical discipline. But, for nuclear facilities, the objectives of fire protection are higher than those used in the conventional field. Consequently, it is necessary to develop methods to strengthen or to supplement the empirical evaluation methods on a scientific basis.

This paper describes the method for fire hazard analysis developed for this purpose and presents some important results of its application to nuclear power plants. The analysis has the objective, on the one hand, of quantifying the risk contribution of a fire to the overall risk of a nuclear power plant and, on the other hand, to gain a balanced concept of individual fire protection measures.

The results show that the fire risk contribution is relatively small in comparison with the contribution of other events and does not dominate the overall risk of the plant. This justifies the fire protection concepts of the facilities which have been examined. Additionally, it can be shown that further optimization is possible.

The analysis method, which has been developed to evaluate the fire hazards of nuclear power plants is also expected to be applied to other nuclear facilities in future. In principal, though, the method may also be applied to the conventional field.

---

[1]) Dipl.-Ing. Heinz Liemersdorf, Gesellschaft für Reaktorsicherheit (GRS) mbH, Köln

Einführung

Schon seit historischen Zeiten sind Brände vom Menschen gefürchtete Ereignisse. Unter diesen Ereignissen kann sich jeder etwas vorstellen; Brandwirkungen, wie Hitze und Rauch, sind unmittelbar spürbar und auch die Folgen sind unmittelbar erlebbar, denkt man nur daran, daß auch das eigene Haus, die eigene Wohnung betroffen sein kann. Im Laufe der Zeit sind die vorbeugenden und bekämpfenden Brandschutzmaßnahmen, insbesondere auch durch entsprechende baurechtliche Vorschriften, erheblich verbessert worden. Trotzdem weisen die neuesten Statistiken aus, daß allein in der Bundesrepublik Deutschland im Jahr etwa 400 000 Brände auftreten, dabei 500 bis 600 Tote zu beklagen sind und ein Sachschaden von mehr als 4 Milliarden DM entsteht.

Angesichts dieser Erkenntnisse aus dem konventionellen Erfahrungsbereich stellt sich natürlich die Frage, wie die Brandgefahr in kerntechnischen Anlagen zu beurteilen ist.

Brandwirkungen, wie Wärmeentwicklung, gegebenenfalls Druckaufbau, Verqualmung, können, wie Bild 1 zeigt, unterschiedliche Folgen haben. In den meisten Fällen wird es zu einem Verlust von Sachgütern kommen, zum Beispiel kann auch die weitere Nutzung eines Gebäudes betroffen sein. Aber auch Personen können – insbesondere durch toxische Gase, aber auch durch hohe Temperaturen – unmittelbar gefährdet sein. Als Besonderheit kerntechnischer Anlagen sind darüber hinaus die Auswirkungen auf sicherheitstechnisch wichtige Komponenten oder auf aktivitätsführende Komponenten mit der Möglichkeit einer Umgebungsgefährdung von Bedeutung. Der folgende Beitrag befaßt sich nur mit diesem Pfad möglicher Brandfolgen.

Quantifizierung der Brandgefahr

Als wir zu Beginn unserer Arbeiten die Frage stellten, wie die Brandgefahr quantitativ ermittelt werden kann, zeigte sich, daß hier methodisch neue Wege beschritten werden mußten. Grund dafür ist, daß der Brandschutz von seiner Entwicklung her eine weitgehend empirische Disziplin ist und daß der für eine Quantifizierung der Brandgefahr notwendige wissenschaftliche Unterbau weitgehend fehlte. Deshalb wurde von der GRS in

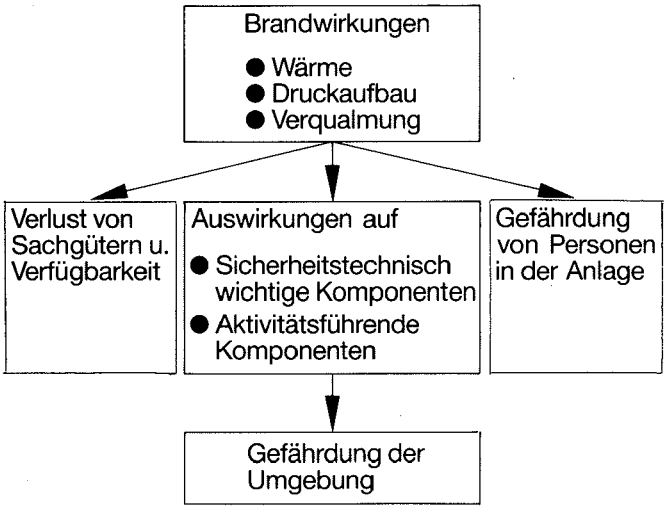


Bild 1: Brandwirkungen und ihre Folgen

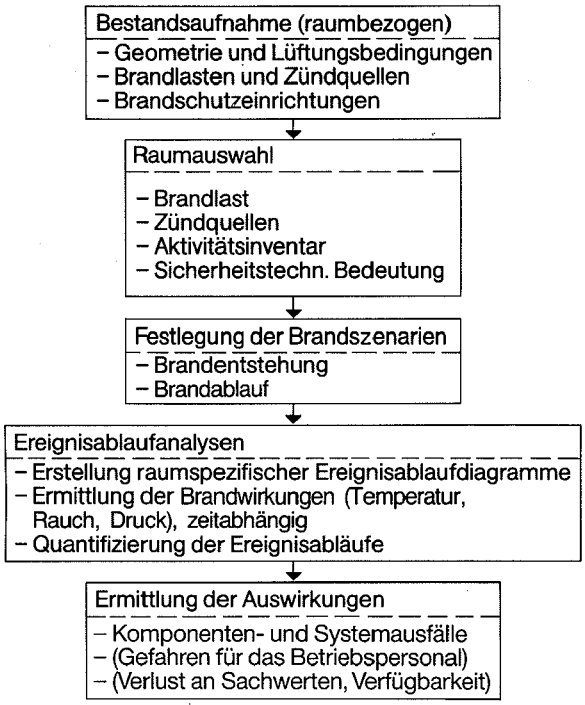


Bild 2: Schritte der Brandgefahrenanalyse

Zusammenarbeit mit weiteren Institutionen eine Analysemethode – die Brandgefahrenanalyse – erarbeitet.

Bild 2 zeigt die einzelnen Schritte der Brandgefahrenanalyse. Entscheidend ist zunächst, daß Brände raumbezogene Ereignisse sind. Deshalb müssen im ersten Schritt die Raumbereiche einer Anlage hinsichtlich Geometrie, Lüftungsbedingungen, Brandlasten, Zündquellen und Brandschutzeinrichtungen erfaßt werden. Da nicht alle Räume hinsichtlich der eingangs angesprochenen Brandfolgen von Bedeutung sind, ist im weiteren eine Raumauswahl zu treffen, die nach den in Bild 2 aufgezeigten Auswahlkriterien erfolgt. Dabei können sowohl qualitative als auch quantitative Auswahlverfahren eingesetzt werden. Für die weiteren Untersuchungen ist es wichtig, die Randbedingungen für mögliche Brandverläufe zu kennen. Insbesondere ist zu untersuchen, wo und wie Brände in einem bestimmten Raum entstehen können, welche Art von Bränden auftreten kann – zum Beispiel ob für einen bestimmten Ölbrand ein Lachenbrand oder ein Sprühölbrand wahrscheinlich ist – und welche Einflüsse, zum Beispiel aus den Lüftungsbedingungen, den Brandverlauf bestimmen können. Aufbauend auf diese Untersuchungen sind spezifische Ereignisablaufanalysen durchzuführen – auf die im weiteren detaillierter eingegangen wird – als deren Ergebnis dann brandbedingte Komponenten- und Systemausfälle erkannt werden.

Die Vorgehensweise bei der Ereignisablaufanalyse zeigt Bild 3. Die ausgewählten Raumbereiche stellen in der Regel Brandabschnitte bzw. feuerbeständige Bereiche dar. Zunächst ist die Häufigkeit zu bestimmen, mit der es in einem Raum zu einem Brand kommt. Im

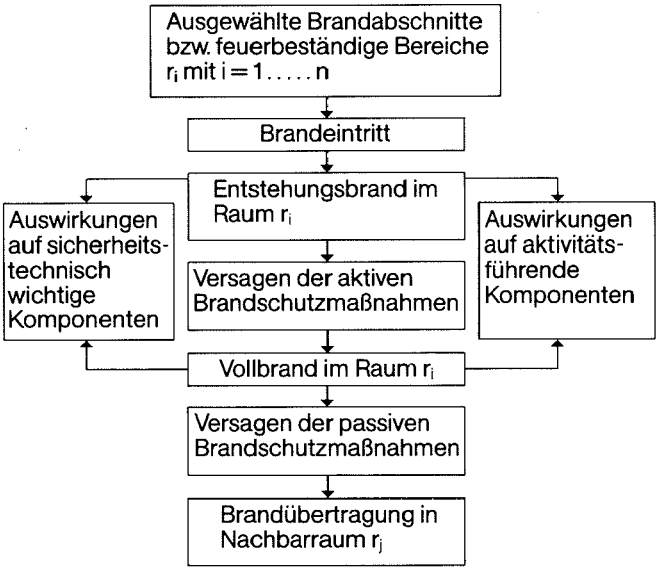


Bild 3: Grundsätzliche Vorgehensweise bei der Analyse brandspezifischer Ereignisabläufe

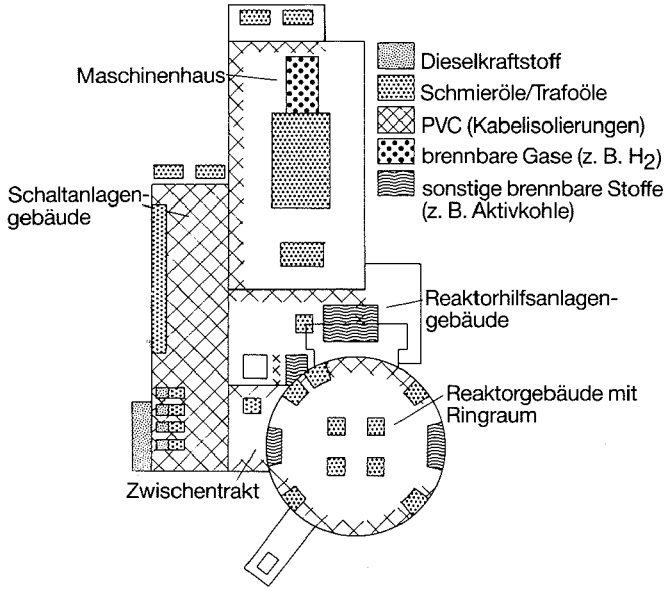


Bild 4: Orte größerer Mengen brennbarer Stoffe im Kernkraftwerk Biblis-B

weiteren ist zu untersuchen, wie sich dieser Brand im Raum entwickelt und ob es schon in der Entstehungsphase zu Auswirkungen auf sicherheitstechnisch wichtige Komponenten oder aktivitätsführende Komponenten kommen kann. Kommt es im Brandverlauf zu einem Versagen der aktiven Brandschutzmaßnahmen, und dies ist probabilistisch anhand von Zuverlässigkeitsanalysen zu bewerten, geht der Brand in einen Vollbrand über. Dabei kann es mit einer bestimmten, zu ermittelnden Wahrscheinlichkeit zu einem Versagen passiver Brandschutzmaßnahmen kommen mit der Folge einer Brandübertragung in Nachbarräume und der Möglichkeit weiterer Komponentenausfälle.

Die aufgezeigte Methodik zur Bewertung der Brandgefahr mit ihren brandspezifischen Ereignisablaufanalysen wurde der Untersuchung verschiedener Kernkraftwerke zugrunde gelegt. Anhand von Beispielen sollen Ergebnisse aus diesen Analysen aufgezeigt werden. Da sich unsere Arbeiten aber nicht nur mit Kernkraftwerken befassen, sollen diese Aussagen mit Hinweisen hinsichtlich der Gegebenheiten in anderen kerntechnischen Anlagen und der möglichen Abweichung zu Kernkraftwerken ergänzt werden.

Brandlasten und Brandschutzmaßnahmen in kerntechnischen Anlagen

Für die nachfolgenden Beiträge sollen zunächst einige Grundinformationen zu der Frage gegeben werden, wo was in kerntechnischen Anlagen brennen kann, und welche Schutzmaßnahmen dagegen getroffen werden.

Bild 4 zeigt einen Lageplan der Referenzanlage der Risikostudie, Biblis B. Man erkennt, daß sich in den einzelnen Gebäuden der Anlage an verschiedenen Orten unterschiedliche Arten von brennbaren Stoffen befinden. So zum Beispiel Schmieröle im Bereich der Hauptkühlpumpen und anderer Pumpen im Reaktorgebäude; Schmieröle, aber auch Dieselkraftstoff im Bereich der Notstromdiesel im Schaltanlagengebäude. Weitere größere Ölmengen sind insbesondere im Maschinenraum zur Ölversorgung der Turbine vorhanden. Eine wesentliche Brandlast stellen Kabelisoliermaterialien dar. Sie sind insbesondere im Bereich des Schaltanlagengebäudes, aber auch in Kabelschächten und Kabelkanälen zum Maschinenhaus, Reaktorhilfsanlagengebäude und zum Reaktorgebäude vorhanden. An brennbaren Gasen ist im wesentlichen Wasserstoff zur Generatorkühlung von Bedeutung. An sonstigen brennbaren Stoffen sind als Beispiel Aktivkohle in Filteranlagen und kontaminierte brennbare Materialien im Bereich der Abfallbehandlung im Reaktorhilfsanlagengebäude zu nennen. Hinsichtlich der Mengen brennbarer Stoffe einige Beispiele: Jede Hauptkühlmittelpumpe enthält etwa 1 m^3 Öl, die Schmierölmengen im Maschinenhaus betragen insgesamt etwa 140 m^3, die im Generator zur Kühlung eingesetzte Wasserstoffmenge beträgt etwa 650 m^3 (im Normzustand). Kabelbrandlasten, im wesentlichen in Form von PVC, sind zum Beispiel im Reaktorgebäude mit etwa 12 t PVC vorhanden.

Um die Unterschiede zu einer Wiederaufarbeitungsanlage zu verdeutlichen, werden in Bild 5 Orte größerer Mengen brennbarer Stoffe in der geplanten Wiederaufarbeitungsanlage gezeigt. Das Bild zeigt einen Ausschnitt aus dem Lageplan: Das Hauptprozeßgebäude, die drei nebeneinander angeordneten Gebäude LAW-Aufbereitung, Uranreinigung und das Versorgungs- und Sozialgebäude. Als wesentliche Brandlast in diesen Gebäuden sind die für den Extraktionsprozeß notwendigen Kerosin- und TBP-(Tributylphosphat)-Gemische zu nennen. Weiterhin ist als besondere Brandlast Zirkaloy anzusehen, das insbesondere in der Form feinverteilter kleiner Späne brennbar ist. Brennbare Abfälle werden insbesondere im LAW-Prozeßgebäude in größeren Mengen gelagert, bevor sie dort einer Konditionierung zugeführt werden. Kabelverbindungen sind in einer Wiederaufarbeitungsanlage zur Steuerung der Prozesse und zur Stromversorgung von Pumpen und Komponenten natürlich auch vorhanden, liegen aber dort nicht in einer solchen Dichte wie im Schaltanlagengebäude eines Kernkraftwerkes vor. Der Inhalt einzelner Behälter mit Kerosin oder Kerosin-TBP-Gemischen ist unterschiedlich. Größere Behälter enthalten im Mittel 10 m^3, in Einzelfällen bis zu 100 m^3 dieser Stoffe.

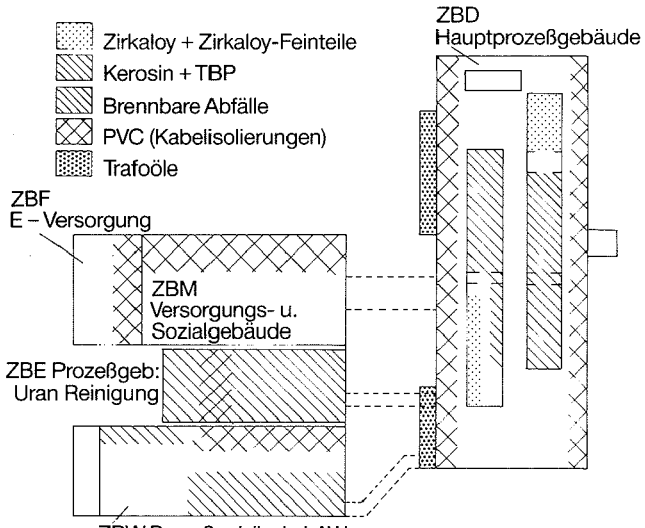


Bild 5: Orte größerer Mengen brennbarer Stoffe in der geplanten Wiederaufarbeitungsanlage

Nach diesem Überblick über die Brandlasten und ihre Anordnung sollen nun einige Informationen zum Brandschutz in kerntechnischen Anlagen gegeben werden. Der Brandschutz in Kernkraftwerken basiert auf folgenden Grundsätzen:

1. Brandpostulat: Die Entzündung brennbarer Stoffe ist grundsätzlich möglich.
2. Sicherheitseinrichtungen müssen auch im Brandfall ihre Aufgaben erfüllen können:
   - Bei redundanten Einrichtungen muß ein Brand grundsätzlich auf die betroffene Redundanz begrenzt bleiben.
   - Bei nichtredundanten Anlagenteilen müssen die Standsicherheit, Integrität und Funktion erhalten bleiben.
3. Bautechnische Maßnahmen sind gegenüber anlagentechnischen Maßnahmen vorrangig durchzuführen.
4. Die Gesamtheit der Brandschutzmaßnahmen muß sicherstellen, daß ein Zufallsausfall einer einzelnen Brandschutzmaßnahme sicherheitstechnisch unbedenklich bleibt.

Hinsichtlich der Anforderungen an den Brandschutz in anderen kerntechnischen Anlagen, insbesondere in einer Wiederaufarbeitungsanlage, gibt es einen wesentlichen Unterschied. Bei diesen Anlagen ist der Umfang von Systemen, die ihre Funktion auch im Brandfall behalten müssen, wesentlich geringer als bei Kernkraftwerken. Bei diesen Anlagen ist die mögliche Freisetzung radioaktiver Stoffe, zum Beispiel durch ein Verbrennen organischer Materialien oder durch thermische Wirkungen auf diese Materialien, dagegen von größerer Bedeutung. Die Anforderungen an den Brandschutz haben deshalb dort primär zum Ziel, eine brandbedingte Freisetzung radioaktiver Stoffe zu verhindern oder in den für Störfälle geltenden zulässigen Grenzen zu halten.

Beispiele für aus den Anforderungen resultierende Brandschutzmaßnahmen in kerntechnischen Anlagen zeigt Tafel 1. Dabei ist zu unterscheiden zwischen bautechnischen Maßnahmen, anlagentechnischen Maßnahmen und betrieblichen Maßnahmen.

Tafel 1: Beispiele für Brandschutzmaßnahmen in kerntechnischen Anlagen

Bautechnische Maßnahmen
– Minimierung brennbarer Materialien
– Unterteilung in feuerwiderstandsfähige Bereiche (mit entspr. Auslegung der Umschließung/Lüftung/Abschlüsse)
– Räumliche Trennung von redundanten Anlagenteilen (bei fehlender bautechnischer Trennung ausreichende Abstände)
Anlagentechnische Maßnahmen
– Minimierung von Zündquellen
– Anlagen zur Branderkennung und Meldung
– Hydrantensysteme zur Löschwasserversorgung
– Ortsfeste Löschanlagen (Wasser, Schaum, CO_2, Halon)
– ggf. Inertisierung
Betriebliche Maßnahmen
– Minimierung von Zündquellen und temporär vorhandenen Brandlasten
– Geeignete Hand-Feuerlöscher (Frühbrandphase)
– Bereitstellung brandschutztechnisch ausgebildeten Personals (Feuerwehr)
– Alarm- und Einsatzpläne

Bei den bautechnischen Maßnahmen ergibt sich die Unterteilung in feuerwiderstandsfähige Bereiche sowohl aus Anforderungen des konventionellen Baurechts als auch durch die Größe einzelner Brandlasten sowie bei Kernkraftwerken durch die Notwendigkeit der Trennung redundanter Sicherheitseinrichtungen. Dort, wo eine bautechnische Trennung redundanter Sicherheitseinrichtungen nicht realisiert werden kann, wie dies zum Beispiel bei Kabelverbindungen innerhalb des Sicherheitsbehälters von Kernkraftwerken der Fall ist, sind ausreichende Abstände zur Verhinderung einer Brandübertragung vorzusehen.

Zu den anlagentechnischen Maßnahmen gehören vorbeugende Maßnahmen an maschinentechnischen, verfahrenstechnischen oder elektrotechnischen Einrichtungen zur Reduzierung der Brandgefahr, automatische Brandmeldeanlagen in allen Bereichen mit sicherheitstechnisch wichtigen Systemen, ortsfeste Feuerlöschanlagen und Systeme zur Löschwasserversorgung. Ortsfeste Löschanlagen werden grundsätzlich überall dort eingebaut, wo größere Brandlasten vorhanden sind und die manuelle Brandbekämpfung durch Einschränkungen in der Rauch- und Wärmeabfuhr oder der Zugänglichkeit erschwert ist. Aus anlagenspezifischen Gründen, zum Beispiel Kritikalitätsgefahr, kann es notwendig werden, in verschiedenen Bereichen unterschiedliche Löschmittel einzusetzen. Eine Inertisierung als vorbeugende Maßnahme, um Brände von vornherein weitgehend auszuschließen, kann dort in Betracht kommen, wo große Brandlast und hohes Aktivitätsinventar gleichzeitig gegeben sind.

Hinsichtlich der betrieblichen Brandschutzmaßnahmen und der Anforderungen an Ausrüstung, Mannschaftsstärke und Ausbildung der Feuerwehr gibt es in den einzelnen Bundesländern unterschiedliche, den Gegebenheiten in den kerntechnischen Anlagen angepaßte Regelungen. Die Maßnahmen zur Brandverhütung und -bekämpfung sowie das Verhalten im Brandfall sind in einer Brandschutzordnung geregelt. Diese ist Teil des Betriebshandbuches.

Schritte der Ereignisablaufanalyse

Nach diesem Überblick über die grundsätzlichen Brandmöglichkeiten und den Brandschutz in kerntechnischen Anlagen folgen nun die einzelnen Schritte der brandspezifischen Ereignisablaufanalyse.

Bild 6 zeigt schematisch die Entwicklung des Ereignisablaufdiagramms aus dem Brandverlauf. Zum Zeitpunkt t_0 entsteht mit einer bestimmten Häufigkeit ein Brand im betrachteten Raum. Die Brandeintrittshäufigkeiten, auf die anschließend noch eingegangen wird, wurden anhand statistischer Untersuchungen ermittelt. In der Brandentstehungsphase kommt es mit einer bestimmten Zuverlässigkeit zu einer Brandmeldung entweder durch das Personal oder durch automatische Brandmeldeanlagen. Der Brandverlauf, charakterisiert durch den Raumtemperatur-Zeit-Verlauf, wird wesentlich von den Ventilationsbedingungen beeinflußt. In Abhängigkeit vom Erfolg des Lüftungsabschlusses zum Zeitpunkt t_2 ergeben sich die beiden möglichen Brandverläufe I und II. Befindet sich innerhalb des Brandraumes eine Komponente, die bei einer Raumtemperatur, die größer ist als die Versagenstemperatur, versagen würde, so wird diese beim Brandverlauf I (kein Lüftungsabschluß) zum frühen Zeitpunkt, beim Brandverlauf II (erfolgreicher Lüftungsabschluß) aber erst zu einem wesentlich späteren Zeitpunkt ausfallen. Bei der Brandbekämpfung ist grundsätzlich zu unterscheiden zwischen einer Brandbekämpfung in der Frühphase des Brandes, zum Beispiel durch anwesendes Personal mit Handfeuerlöschern, oder frühzeitig ausgelöste ortsfeste Löschanlagen und der Brandbekämpfung in einer späteren Brandphase, zum Beispiel durch die Feuerwehr.

Die Wahrscheinlichkeiten für den Löscherfolg sind unter anderem abhängig von den Verzugszeiten Δt. Diese Zeitabhängigkeit muß bei der Berechnung der Ereignisabläufe beachtet werden. Darüber hinaus ergeben sich durch Berücksichtigung von Streubreiten nicht nur zwei Werte für die Ausfallhäufigkeit der Komponente, wie in Bild 6 schematisch dargestellt, sondern eine zeitliche Verteilung. Der in Bild 6 schematisch dargestellte

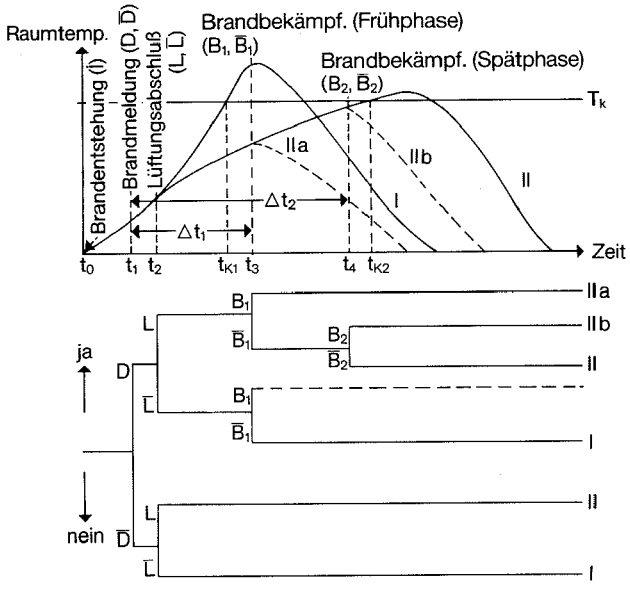


Bild 6: Korrelation zwischen Raumtemperatur-Zeit-Verlauf und brandspezifischem Ereignisablaufdiagramm

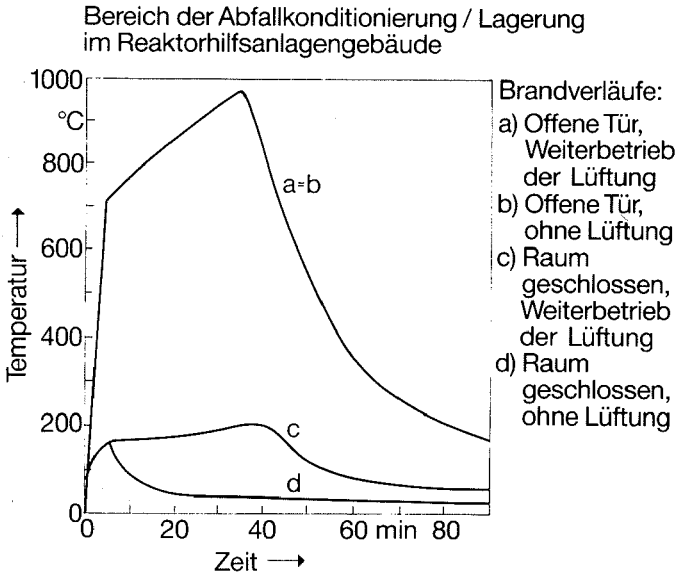


Bild 7: Raumtemperatur-Zeit-Verläufe bei unterschiedlicher Ventilation

Brandverlauf kann in der Realität komplexer sein. Bild 7 zeigt dazu einen rechnerisch ermittelten Raumtemperatur-Zeit-Verlauf bei unterschiedlicher Ventilation für den Bereich der Abfallkonditionierung und Lagerung brennbarer Abfälle im Reaktorhilfsanlagengebäude eines Kernkraftwerks. Die Rechnungen zeigen, daß bei größeren Öffnungen, hier offene Tür, schnell hohe Temperaturen entstehen, wobei die Funktion der Lüftungsanlagen in diesem Fall ohne Bedeutung ist. Bei geschlossener Tür sind die Temperaturen wesentlich niedriger, wobei hier mit Abschaltung des Lüftungssystems, zum Beispiel durch Brandschutzklappen, noch eine deutliche Reduzierung der Raumtemperatur eintritt.

Im weiteren werden Einzelergebnisse zur Quantifizierung von Ereignisabläufen aufgezeigt.

Zur Häufigkeit von Bränden in Kernkraftwerken gibt es Statistiken sowohl in der Bundesrepublik Deutschland als auch in den USA. Wie eine statistische Auswertung von Brandereignissen für deutsche Kernkraftwerke zeigt, ist die mittlere Häufigkeit für Brände im Kontrollbereich 0,12 pro Jahr und Anlage, und für den übrigen Bereich des Kernkraftwerkes 0,26 pro Jahr und Anlage. Diese Werte unterscheiden sich nicht wesentlich von vergleichbaren Häufigkeitswerten für amerikanische Kernkraftwerke. Für diese Anlagen ergibt sich ein Wert von 0,17 pro Jahr und Anlage. Solche globalen Eintrittshäufigkeiten lassen jedoch ohne eine Differenzierung nach Brandort, betroffenen Systemen bzw. Komponenten und Brandverlauf keinen unmittelbaren Rückschluß auf die Brandgefahr zu. Für die Brandgefahrenanalyse werden raumspezifische Brandeintrittshäufigkeiten benötigt. Die Häufigkeit, mit der es in einem bestimmten Raum zum Brand kommt, wird zunächst unabhängig von der Brandursache, als Häufigkeit des auslösenden Ereignisses „Brand" definiert. Tafel 2 zeigt dazu Brandeintrittshäufigkeiten für verschiedene Räume oder Raumbereiche, wie sie sich für Kernkraftwerke aus amerikanischen Statistiken ergeben. Da vergleichbare deutsche Statistiken derzeit noch nicht vorliegen, wurde amerikanisches Datenmaterial unseren Untersuchungen zugrunde gelegt. Dort, wo diese Daten aufgrund unterschiedlicher Anlagengegebenheiten nicht direkt übertragbar waren,

Tafel 2: Brandeintrittshäufigkeit in Kernkraftwerken

Raum bzw. Raumbereich	Brandhäufigkeit pro Jahr und Raum (Wertebereich aus US-Statistiken)	mittl. Brandhäufigkeit pro Jahr und Raum
Warte	$1{,}3 \cdot 10^{-3} - 4{,}9 \cdot 10^{-3}$	$2{,}6 \cdot 10^{-3}$
Kabelverteilungen	$2{,}0 \cdot 10^{-3} - 5{,}0 \cdot 10^{-2}$	$1{,}0 \cdot 10^{-2}$
Notstromdieselgeneratorraum	$1{,}7 \cdot 10^{-2} - 2{,}3 \cdot 10^{-2}$	$2{,}0 \cdot 10^{-2}$
Sicherheitsbehälter	$4{,}8 \cdot 10^{-3} - 2{,}0 \cdot 10^{-2}$	$1{,}0 \cdot 10^{-2}$
Maschinenhaus	$1{,}3 \cdot 10^{-2} - 3{,}2 \cdot 10^{-2}$	$1{,}8 \cdot 10^{-2}$
Reaktorhilfsanlagengebäude	$3{,}4 \cdot 10^{-2} - 4{,}8 \cdot 10^{-2}$	$4{,}1 \cdot 10^{-2}$

wurden sie allerdings modifiziert. Dabei wurden auch mögliche Brandursachen genauer untersucht.

Bei der Zuverlässigkeitsbewertung von Schutzmaßnahmen ist zu unterscheiden zwischen dem Ausfall aktiver Brandschutzmaßnahmen, wie Brandmeldeanlagen oder stationäre Löschanlagen, und dem Ausfall passiver, bautechnischer Brandschutzmaßnahmen. Tafel 3 zeigt einen Vergleich der Ausfallwahrscheinlichkeit aktiver Brandschutzeinrichtungen anhand amerikanischer und deutscher Daten. Während die Zahlen für die USA speziell für Kernkraftwerke ermittelt wurden, ergeben sich die Zahlen für die Bundesrepublik Deutschland aus Statistiken, die alle Einsatzbereiche sowohl im Wohnungsbau als auch in der Industrie erfassen. Ein deutlicher Unterschied in den Ausfallwahrscheinlichkeiten zeigt sich für CO_2-Löschanlagen. Dies kann darauf zurückgeführt werden, daß diese Anlagen insbesondere bei älteren amerikanischen Kernkraftwerken in großem Umfang eingesetzt werden und dort eine höhere Zuverlässigkeit haben als im konventionellen Einsatzbereich. Die aufgezeigten Daten gehen ein in Fehlerbaumanalysen, in denen raumweise unter Berücksichtigung der Anlagengegebenheiten und des Brandverlaufs die Zuverlässigkeit der Brandbekämpfung ermittelt wird.

Tafel 3: Vergleich der Ausfallwahrscheinlichkeit aktiver Brandschutzeinrichtungen (amerikanische und deutsche Daten)

Aktive Brandschutzeinrichtungen	Ausfallwahrscheinlichkeit pro Anforderung	
	USA	BRD
Automatische Brandmeldeanlagen	$9{,}3 \cdot 10^{-2}$	$7{,}9 \cdot 10^{-2}$
Stationäre Löschanlagen		
– Sprinkler-Anlage (Naß)	$1{,}2 \cdot 10^{-2}$	$6{,}5 \cdot 10^{-2}$
– Sprinkler-Anlage (Trocken)	$8{,}9 \cdot 10^{-2}$	
– Sprühwasserlöschanlage	$1{,}8 \cdot 10^{-2}$	
– CO_2-Löschanlage	$2{,}0 \cdot 10^{-3}$	$9{,}5 \cdot 10^{-2}$

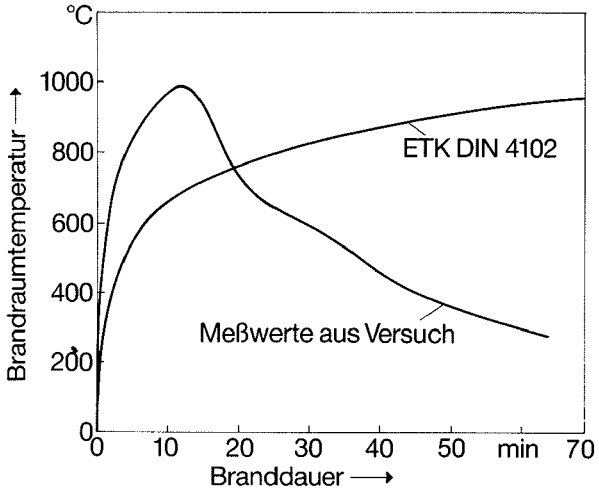


Bild 8: Vergleich von Einheitstemperaturkurve (ETK) und realem Schadensfeuer (Brand im Kabelkanal) zur Ermittlung der brandbedingten Ausfallwahrscheinlichkeit passiver Brandschutzeinrichtungen (Türen, Klappen usw.)

Zum Verständnis der Vorgehensweise bei der Ermittlung der brandbedingten Ausfallwahrscheinlichkeit passiver Brandschutzeinrichtungen (Türen, Klappen usw.) zeigt Bild 8 einen Vergleich zwischen der Normbrandkurve, wie sie der Auslegung zugrunde liegt (Einheitstemperaturkurven ETK), und einem realen Schadensfeuer für einen großmaßstäblichen Brandversuch in einem Kabelkanal. Die Auslegungsanforderungen an passive Brandschutzeinrichtungen orientieren sich nach DIN 4102 an verschiedenen Kriterien, wie Standsicherheit und Eigenlast und gegebenenfalls Nutzlast, besonderer Festigkeit gegen Trümmerlasten bei raumabschließenden Wänden, zum Beispiel Brandwänden und der Begrenzung der mittleren und maximalen Temperaturerhöhung auf der feuerabgekehrten Seite. Bei Feuerschutztüren und Brandschutzklappen kommen noch Prüfungen zur Funktionsfähigkeit hinzu. Die Auslegung zum Beispiel einer Brandschutztür T 30 erfolgt so, daß diese Tür im Normbrandversuch (ETK) entsprechend den Kriterien nach DIN 4102 eine Feuerwiderstandsdauer von 30 Minuten hat. Für die jeweiligen Versagenskriterien von baulichen Brandschutzmaßnahmen bei Normbränden wurden aus Versuchsergebnissen die statistischen Kennwerte Mittelwert, Standardabweichung und Variationskoeffizient berechnet und die Ausfallwahrscheinlichkeit bei Erreichen der Nennfeuerwiderstandsdauer (Feuerwiderstandsklasse) bestimmt. Eine Übertragung der Normbrandergebnisse auf natürliche Brände muß neben der Höhe der Raumtemperatur auch deren Einwirkungsdauer berücksichtigen, zumal, wenn die Temperaturerhöhung auf der feuerabgekehrten Seite für das Versagen maßgebend ist. Daher wird aus den Normbrandversuchen das Zeitintegral über die Einheitstemperaturkurve (ETK) bis zum Versagenszeitpunkt als Ausdruck für die ertragbare „Wärmeenergie" bestimmt. Aus diesem Zeitintegral kann bei einem natürlichen Brandverlauf der Zeitpunkt berechnet werden, nach dem ein Überschreiten des im Normbrandversuch maßgebenden Versagenskriteriums zu erwarten ist. Die Untersuchungen zeigen, daß die im Rahmen unserer Studien untersuchten passiven Brandschutzeinrichtungen von Kernkraftwerken im Hinblick auf reale Schadensfeuer im allgemeinen ausreichend dimensioniert sind und einen recht zuverlässigen Schutz bieten.

Nach den Einzelergebnissen zur Quantifizierung von Ereignisabläufen folgen nun die Ereignisablaufanalysen selbst.

Ergebnisse der Ereignisablaufanalyse

Die durchgeführten Analysen verfolgten zwei Ziele:

Zum einen sollten sie Erkenntnisse darüber liefern, welcher Risikobeitrag im Hinblick auf das Gesamtrisiko eines Kernkraftwerks aus einem Brand resultiert. Zum anderen sollen sie Aussagen zur Ausgewogenheit einzelner Brandschutzmaßnahmen ermöglichen. Diesen unterschiedlichen Zielrichtungen entsprechend wurden verschiedene Raumbereiche in Kernkraftwerken untersucht. Tafel 4 zeigt Beispiele für untersuchte Raumbereiche. Für die Arbeiten im Rahmen der Deutschen Risikostudie, Phase B, wurden insbesondere untersucht:

- Ölbehälter innerhalb des Sicherheitsbehälters,
- der Bereich der Hauptkühlmittelpumpen,
- Kabelverteilungen im Ringraum auf unterschiedlichen Ebenen,
- die Kabelverteilung unterhalb der Warte und
- der Bereich der 220-V-Gleichstromversorgung im Schaltanlagengebäude.

Die Analysen erbrachten insbesondere folgende Ergebnisse:

Brände im Reaktorgebäude

Frühere, in der Bundesrepublik Deutschland durchgeführte Berechnungen der Brandwirkungen bei einem Ölbrand innerhalb des Sicherheitsbehälters bei Druckwasserreaktoren wurden teilweise mit extrem vereinfachten Modellannahmen, zum Beispiel Darstellung des gesamten Sicherheitsbehälters durch ein Einraummodell und Annahme adiabatischer Verbrennung und unsicherer Randbedingungen, zum Beispiel bei der Wahl der Abbrandgeschwindigkeit, durchgeführt. Die Ergebnisse für die mittleren Temperaturen im

Tafel 4: Beispiel für untersuchte Raumbereiche in Kernkraftwerken

Reaktorgebäude – Ölbehälterräume innerhalb des Sicherheitsbehälters – Bereich der Hauptkühlmittelpumpen – Kabelverteilungen innerhalb des Sicherheitsbehälters – Kabelverteilungen im Ringraum auf unterschiedlichen Ebenen
Reaktorhilfsanlagengebäude – Bereich der Konditionierung und Lagerung brennbarer kontaminierter Abfälle
Schaltanlagengebäude – Kabelverteilung unterhalb der Warte – Bereich der 220-V-Gleichstromversorgung
Notstromdieselgebäude – Ölbehälterraum
Kabelkanäle – zum Beispiel zwischen Reaktorgebäude und Notspeisegebäude

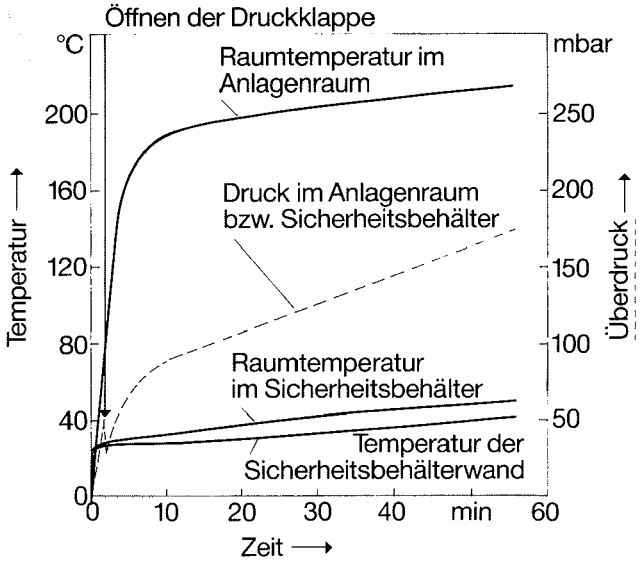


Bild 9: Raumtemperatur- und Druck-Zeit-Verläufe im Sicherheitsbehälter bei einem Ölbrand an einer Hauptkühlmittelpumpe

Sicherheitsbehälter bei einem Ölbrand streuten dementsprechend sehr (zwischen etwa 40 und 700 °C); eine eindeutige Aussage zur Risikorelevanz eines Brandes innerhalb des Sicherheitsbehälters war auf dieser Basis nicht möglich. Die neueren Rechnungen (Bild 9) auf der Basis wesentlich verbesserter Modelle zeigen, daß die mittlere Temperatur in der Heißgasschicht des Brandraumes zwar schnell ansteigt, einen Wert von etwa 250 °C (im Brandraum) aber nicht überschreitet. Im übrigen Sicherheitsbehälter und an der Stahlhülle erhöhen sich die mittleren Temperaturen nur geringfügig. Diese theoretisch ermittelten Ergebnisse werden durch die derzeit laufenden Brandversuche innerhalb des Sicherheitsbehälters des stillgelegten Heißdampfreaktors (HDR) in der Tendenz bestätigt. Obwohl das HDR-Containment von seiner Form, Größe und Strukturierung her nicht mit dem Containment von Druckwasserreaktoren heutiger Bauart vergleichbar ist, lassen die bisherigen Ergebnisse erkennen, daß die Temperaturen im Strömungsweg der Rauchgase in kurzer Entfernung vom Brandraum schon stark abnehmen, und die mittleren Temperaturen sich nicht wesentlich erhöhen.

Kabelbrände innerhalb des Sicherheitsbehälters oder im Reaktorgebäude-Ringraum sind sicherheitstechnisch von geringerer Bedeutung, da nach dem Brand noch mehrere redundante Systeme funktionsfähig bleiben. Dementsprechend tragen diese Brände auch nur gering zum Brandrisiko bei. Hinsichtlich des Brandschutzes ist jedoch von Bedeutung, daß dort, wo der Schutz mehrfach vorhandener redundanter Kabelverbindungen durch ausreichende Abstände sichergestellt wird, Brandausbreitungsmöglichkeiten sehr sorgfältig beachtet werden müssen. Sicherheitstechnisch unwichtige Kabelverbindungen dürfen hier nicht zu einem Zündschnureffekt führen. Erkenntnisse dieser Art für den Brandschutz wurden aus Optimierungsanalysen gewonnen. Bild 10 zeigt beispielhaft für den Ölbrand im Bereich der Hauptkühlmittelpumpen das Ergebnis solcher Analysen. Für alle definierten Einflußgrößen, wie Versagenstemperatur der Komponenten, Brandraumtemperatur, Zuverlässigkeit der stationären Löschanlage, werden sogenannte Wichtungsfaktoren α_i

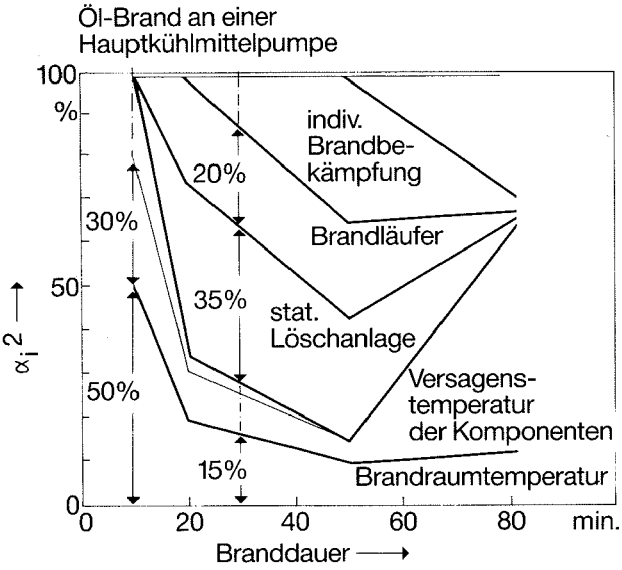


Bild 10: Relatives Gewicht einzelner Einflußgrößen auf die Ausfallhäufigkeit von Komponenten im Brandfall

zu verschiedenen Zeitpunkten des Brandgeschehens berechnet. Die Quadrate der Wichtungsfaktoren addieren sich zu 1; indem man diese graphisch übereinander aufträgt, kann man das mit der Branddauer veränderliche Gewicht der verschiedenen Einflußgrößen als Flächenanteil veranschaulichen. Zum Beispiel gilt für einen Zeitpunkt 10 Minuten nach Brandeintritt folgende Gewichtsverteilung für die angegebenen Einflußgrößen:

- Die Brandraumtemperatur trägt abnehmend mit etwa 50 % zur Häufigkeit der Auswirkungen (hier Ausfall der Hauptkühlmittelpumpen) bei.
- Die Versagenstemperatur der Komponenten trägt zu diesem Zeitpunkt mit 30 % zur Ausfallhäufigkeit bei.
- Das Gewicht der sonstigen Einflußgrößen hat zu diesem Zeitpunkt einen Anteil von etwa 20 %.

Kabelbrände im Schaltanlagengebäude

Die Untersuchungen zeigen, daß Kabelbrände in Schaltanlagengebäuden von Kernkraftwerken neuerer Bauart für das Brandrisiko von untergeordneter Bedeutung sind. Durch die strenge bautechnische Trennung der einzelnen redundanten Anlagen in getrennten Gebäudescheiben ist die Brandausbreitung auf eine Nachbarredundanz sehr unwahrscheinlich. Bei älteren Anlagen ist diese bautechnische Trennung nicht in diesem Umfang gegeben. Für die Referenzanlage der Risikostudie zeigt sich, daß ein Brand im Schaltanlagengebäude für das Brandrisiko maßgebend ist. Tafel 5 zeigt den derzeitigen Stand der Arbeitsergebnisse auf. Demnach ist die brandbedingte Kernschmelzhäufigkeit mit einem Wert kleiner $2 \cdot 10^{-6}$ pro Jahr einzuschätzen, der Beitrag anderer untersuchter Brandereignisse liegt deutlich unter $1 \cdot 10^{-6}$ pro Jahr.

Tafel 5: Derzeitige Ergebnisse der Brandrisikoanalysen DRS-Phase B (Stand: September 1986)

Maßgebendes auslösendes Ereignis	Brand in der 220-Volt-Gleichstromversorgung (Eintrittshäufigkeit $2 \cdot 10^{-3}$/a)
Brandspezifischer Ereignisablauf	Brandausbreitung auf benachbarte Redundanz
Relevanter systemtechnischer Ereignisablauf	Ausfall der Hauptspeisewasserpumpen, Einschaltung der Notspeisewasserpumpen blockiert
Brandbedingter Ausfall der Speisewasserversorgung	$2 \cdot 10^{-5}$/a
Ausfall der verzögerten Speisewasserversorgung	$< 1 \cdot 10^{-1}$/ANF.
Brandbedingte Kernschmelzhäufigkeit (HD-Pfad)	$< 2 \cdot 10^{-6}$/a
Beitrag anderer untersuchter Brandereignisse	$< 1 \cdot 10^{-6}$/a

Sonstige Räume

Im Rahmen dieses Vortrags soll nur auf unsere Untersuchungen zu einem Brand im Reaktorhilfsanlagengebäude eingegangen werden. In Bild 7 wurden dazu berechnete Raumtemperatur-Zeit-Verläufe gezeigt bei unterschiedlicher Ventilation für einen Brand im Bereich der Abfallkonditionierung und Lagerung von radioaktiven Stoffen. Bei einem solchen Schadensfeuer können durch das Abbrennen kontaminierter Materialien oder durch thermische Einwirkungen radioaktive Stoffe im Gebäude freigesetzt werden. Die Häufigkeit für solche brandbedingten Freisetzungen muß im Vergleich zur brandbedingten Ausfallhäufigkeit von Sicherheitseinrichtungen als relativ hoch eingeschätzt werden. Sie wurde von uns mit $6 \cdot 10^{-3}$ pro Jahr ermittelt. Da die bei derartigen Szenarien betroffenen Aktivitätsinventare aber um viele Größenordnungen geringer sind als das Kerninventar, sind die mit solchen Freisetzungen verbundenen Risikobeiträge klein gegenüber dem Kernschmelzrisiko.

Schlußfolgerungen

Zum Abschluß sollen die wichtigsten Schlußfolgerungen aus den Ergebnissen unserer Analysen zusammengefaßt werden (Tafel 6):

Der Risikobeitrag Brand dominiert nicht gegenüber anderen Risikobeiträgen, er ist aber auch nicht vernachlässigbar. Die Risikoanalysen bestätigen das Brandschutzkonzept der untersuchten Anlage, insbesondere verdeutlichen sie, daß der Vorrang der bautechnischen Auslegung sicherheitstechnisch von Vorteil ist.

Hinsichtlich der Erkenntnisse für den Brandschutz zeigte sich, daß die Auslegung von bautechnischen Brandschutzmaßnahmen mit Feuerwiderstandsdauern von 90 Minuten grundsätzlich ausreichend erscheint. Eine Verbesserung der Brandsicherheit läßt sich erreichen durch zuverlässige Abschlüsse zum Beispiel von Türen und Brandschutzklappen und durch planmäßige Nutzung der Möglichkeiten der indirekten Brandbekämpfung. Grundsätzlich ist auch eine Verbesserung der Brandsicherheit durch automatische Auslösung ortsfester Löschanlagen gegeben. Da Fehlauslösungen solcher Anlagen aber grundsätzlich nicht ausgeschlossen werden können, und diese auch aus sicherheitstechnischer

Tafel 6: Schlußfolgerungen aus den Analysen hinsichtlich der Bewertung der Brandgefahr

Risiko
– Risikobeitrag Brand nicht dominant gegenüber anderen Risikobeiträgen
– Maßgebender Ereignisablauf ist anlagenspezifisch
– Brandschutzkonzept mit Vorrang der bautechnischen Auslegung bestätigt.
Optimierungsgesichtspunkte
– Auslegung von bautechnischen Brandschutzeinrichtungen mit Feuerwiderstandsdauer 90 Min. für KKW grundsätzlich ausreichend
– Verbesserung der Brandsicherheit durch zuverlässige Abschlüsse zum Beispiel Türen, Klappen
– Möglichkeiten der indirekten Brandbekämpfung (Systemschutz) nutzen
– Verbesserung durch automatische Auslösung ortsfester Löschanlagen (anlagen- und raumspezifisch)
– Nutzung des baurechtlichen Freiraumes für problemangepaßte Maßnahmen

Sicht in bestimmten Anlagenbereichen von Nachteil sein können, ist hier eine anlagen- und raumspezifische Differenzierung notwendig. Weiterhin lassen unsere Untersuchungen erkennen, daß der Brandschutz in kerntechnischen Anlagen aufgrund ihrer Besonderheiten einen gewissen Freiraum für problemangepaßte Brandschutzmaßnahmen benötigt, statt sich streng an normative Vorgaben aus dem konventionellen Baurecht zu orientieren, die die speziellen Schutzziele in diesen Anlagen verständlicherweise nicht berücksichtigen.

Die erarbeiteten Analyseverfahren zur Beurteilung einer Brandgefahr sollen zukünftig auch bei anderen kerntechnischen Anlagen außer Kernkraftwerken angewendet werden. Sie sind grundsätzlich auch im konventionellen Bereich einsetzbar, wo sie neue Maßstäbe bei der Risikobeurteilung setzen könnten.

Diskussion

G. K ü h n e (Lurgi):

Ich komme aus dem Chemieanlagenbau und beschäftige mich mit der Wiederaufarbeitung von Kernbrennstoffen. Die von Ihnen genannten Grundsätze sind für die Wiederaufarbeitung doch in vielen Punkten anders. Meine Frage bezieht sich auf die Eintrittshäufigkeiten in Tafel 2. Können Sie die Eintrittshäufigkeiten näher erläutern, die Sie aus US-Statistiken übernommen haben? Daß der Brandschutz sich empirisch entwickelt hat, hat seinen Grund, weil sehr viele Parameter zusammenkommen. Dies gilt insbesondere für Brandszenarien bei der Wiederaufarbeitung. Dort kommen sehr viele Parameter zusammen, die quantitativ noch nicht zu erfassen sind. Würden Sie noch etwas zu Eintrittshäufigkeiten bei der Wiederaufarbeitung erläutern?

H. Liemersdorf (GRS):

Sie haben zunächst die Grundsätze des Brandschutzes angesprochen. Ich hatte mit Absicht schon darauf hingewiesen, daß zwischen den Grundsätzen, die für Kernkraftwerke gelten und denen für andere kerntechnische Anlagen durchaus Unterschiede bestehen. Das kann man natürlich noch weiter ausführen. Entscheidend ist dabei, was ich schon eingangs erwähnte, daß bei anderen kerntechnischen Anlagen, wie der Wiederaufarbeitung, der Schutz sicherheitstechnisch wichtiger Systeme eine geringere Bedeutung hat als der Gesichtspunkt der Vermeidung einer unmittelbaren Freisetzung von Radioaktivität. Der Brandschutz muß sich grundsätzlich an diesem Ziel orientieren.

Tafel 2 zeigt Eintrittshäufigkeiten für Brände in Kernkraftwerken. Es gab Probleme mit der Quantifizierung in unseren Analysen durch die relativ große Bandbreite, welche die US-Statistiken ausweisen. Es zeigt sich aber, daß die globalen Zahlen für die Bundesrepublik, das heißt die Brandhäufigkeiten für die Gesamtanlage, mit den amerikanischen Zahlen relativ gut übereinstimmen. Weil Brand ein raumbezogenes Ereignis ist, müssen wir aber in unseren Analysen raumspezifische Daten verwenden. Ich glaube, daß wir zukünftig im Rahmen von erweiterten statistischen Erfassungen auch für deutsche Kernkraftwerke hier verbesserte Zahlen aufzeigen können. Wir sind diesen Weg in unseren Analysen aber auch schon gegangen, indem wir die amerikanischen Zahlen nicht ohne weiteres übernommen haben, sondern sehr gründlich prüften, ob die Randbedingungen im einzelnen übertragbar sind oder die Zahlen modifiziert werden müssen.

Sie haben im weiteren die Frage der Eintrittshäufigkeit von Bränden auch im Hinblick auf die Wiederaufarbeitung angesprochen. Ich gebe Ihnen natürlich recht, daß wir derzeit bezüglich der Eintrittshäufigkeiten für Brände bei Wiederaufarbeitungsanlagen noch keine statistische Basis haben. Trotzdem ist die hier aufgezeigte Methodik allein als relativer Maßstab auch ohne die Eintrittshäufigkeiten brauchbar, um die Ausgewogenheit einzelner Brandschutzmaßnahmen bewerten zu können. Dabei sind die Randbedingungen bei der Wiederaufarbeitung natürlich anders als bei Kernkraftwerken.

E. Roth (RWE):

Das Risiko der Gefährdung der Umgebung ist kein Spezifikum der Kerntechnik, sondern gilt für fast jede Technik. Hinsichtlich der Brandgefahr verweise ich auf die jüngsten Ereignisse in der chemischen Industrie.

H. Liemersdorf (GRS):

Ich gebe Ihnen vollkommen recht. Gerade die Ereignisse der letzten Zeit haben das deutlich gezeigt. Ich habe zu Beginn meines Vortrages die einzelnen unterschiedlichen Folgen, die aus Brandwirkungen resultieren können, aufgezeigt. Im weiteren habe ich mich dann nur mit dem einen Aspekt der möglichen Gefährdung von Komponenten und Systemen im Hinblick auf eine Gefährdung der Umgebung befaßt. Man hätte genauso darüber sprechen können, inwieweit die Verfügbarkeit der gesamten Anlage durch Brände betroffen ist, oder inwieweit – wie es auch in den KTA-Gremien diskutiert wird – der Schutz des Betriebspersonals in der Anlage gewährleistet ist.

Gesellschaft für Reaktorsicherheit (GRS) mbH

Schwertnergasse 1
5000 Köln 1

Forschungsgelände
8046 Garching

ISBN 3 - 923875 - 14 - 2