



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

16. GRS- Fachgespräch

Tagungsbericht



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

16. GRS- Fachgespräch

Tagungsbericht

Berlin
28. und 29. Oktober

Januar 1993

**GRS - 97
ISBN 3-923875-47-9**

Inhalt

Grußwort von Prof. Dr. Klaus Töpfer Bundesminister für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit	1
Sicherheitsbeurteilung von WWER-Reaktoren F. W. Heuser, R. Janke, P. Kelm	13
Ergebnisse der SWR-Sicherheitsanalyse E. Kersting	39
Nutzung von Forschungsergebnissen für neue Reaktoren K. Wolfert	87
Autoren	109

Grußwort von Prof. Dr. Klaus Töpfer
Bundesminister für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit

Vorbemerkungen

Zunächst möchte ich den Veranstalter, die GRS, beglückwünschen, daß er Berlin - neben München und Köln - in den Kreis der Tagungsorte dieser Veranstaltung aufgenommen hat. Dafür gibt es zwei gute Gründe: nämlich, die Bedeutung der Hauptstadt und zum anderen die Tatsache, daß die GRS sich hier in Berlin ein weiteres Standbein geschaffen hat - eine in jeder Hinsicht weise und vorausschauende Entscheidung der Geschäftsführung.

Ich freue mich, daß wir - wie im vergangenen Jahr - auch in diesem Jahr Gelegenheit haben, mit Kollegen aus Osteuropa - Herrn Vishnewskij aus Rußland und Herrn Steynberg aus der Ukraine - zusammenzukommen.

Ich möchte heute abend vor allem auf zwei Komplexe näher eingehen, einen nationalen - nämlich die Frage des energiepolitischen Konsenses - und einen internationalen - die Frage der Kerntechnischen Sicherheit in Mittel- und Osteuropa.

Anmerkungen zum energiepolitischen Konsens

Nachdem die SPD 1982 Oppositionspartei im Deutschen Bundestag geworden ist, gibt es in diesem Land keinen energiepolitischen Konsens. Dieser Zustand dauert nun 10 Jahre, ein Zeitraum, den sich eine Volkswirtschaft, gerade bei den notwendigerweise langfristigen Entscheidungen in der Energiepolitik, nicht leisten kann. Bei der Frage des energiepolitischen Konsenses geht es nicht nur um die Kernenergie, es geht auch um die Kohle und die alternativen Energien sowie Möglichkeiten der Energieeinsparung.

Wir können die Frage der Zukunft der friedlichen Nutzung der Kernenergie nicht losgelöst von der Zukunft der Kohle, auch der Braunkohle in den neuen Ländern sehen. Die Alternative ist nämlich nicht Kernenergie durch heimische Kohle zu ersetzen, sondern die Alternative lautet: Kernenergie oder billige Importkohle. Ohne die Kernenergie hat auch die heimische Kohle aus Kostengründen keine Zukunft. Das ist der

Grund, warum gerade die Kohleländer wie Nordrhein-Westfalen oder Gewerkschaften wie die IG Bergbau und die IG Chemie am Konsens interessiert sind.

Zu einem Konsens gehören auch die Nutzung alternativer Energien und Energieeinsparung; dies liegt schon im Amtsinteresse des Umweltministers - Stichwort CO₂.

Obwohl von allen Seiten eingefordert, ist es außerordentlich schwer, diesen Konsens zu erreichen: Das liegt an ideologisch-fundamentalistischer Ablehnung der friedlichen Nutzung der Kernenergie, die ihren Ausdruck im 10-Jahres-Ausstiegsbeschluß der SPD gefunden hat, und in der rot-grünen politischen Option, deren zentrales Bindeglied die Ablehnung der Kernenergie ist. Und dies, obwohl alle Beteiligten genau wissen, daß der 10-Jahres-Ausstiegsbeschluß der SPD gescheitert ist und daß er revidiert werden muß, weil ein Ausstieg auf absehbare Zeit realistischerweise nicht möglich ist.

So paradox es klingen mag: Gerade die Institution der Bundesauftragsverwaltung ist es, die diese Tatsache nicht offen zutage treten läßt. Sie erlaubt es bestimmten Ländern, einen ausstiegsorientierten Gesetzesvollzug zu betreiben, im heimlichen Vertrauen darauf, daß die Bundesaufsicht im Rahmen ihrer Überwachungspflicht die Dinge wieder zurechtrücken muß. Letzteres nimmt man nach innen billigend in Kauf; nach außen beklagt man den "Weisungshammer" des Bundes. Kein Wunder, daß noch kein Ausstiegsland die Ersetzung der Bundesauftragsverwaltung durch landeseigene Verwaltung gefordert hat, was übrigens durch Änderung des Atomgesetzes möglich wäre. Einer Änderung der Verfassung bedürfte es dazu nicht.

Damit ich nicht mißverstanden werde: ich halte den Vollzug des Atomgesetzes in Bundesauftragsverwaltung für richtig, wegen der Einheitlichkeit des Vorgehens im gesamten Bundesgebiet und der internationalen Bezüge. Bundesauftragsverwaltung setzt aber im Zusammenwirken von Ländern und Bund eines voraus: Verfassungsloyalität bei allen Beteiligten.

Konsens verstehe ich als fairen und sachgerechten Kompromiß. Deshalb kann es nicht so sein, daß eine Seite alle ihre Positionen durchsetzt und die andere auf der Strecke bleibt. Wir können uns in dieser zentralen Frage aber auch keinen falschen Kompromiß leisten, der die Lösung anstehender Fragen unsachgemäß verkleistert.

Der Bund sucht auf drei Ebenen den Konsens

- im Staatssekretärs-Arbeitskreis Entsorgung, in dem Bund und Länder den Ministerpräsidentenbeschuß von 1979 überprüfen und Vorschläge zu seiner Fortentwicklung erarbeiten sollen,
- mit der Novellierung des Atomgesetzes und
- mit der sogenannten "Überhorst-Kommission", die beim Bundesminister für Wirtschaft eingerichtet werden soll.

Während über die ersten beiden Aktivitäten kurz- bis mittelfristig einvernehmliche Lösungen angestrebt werden, ist die "Überhorst-Kommission" auf einen breiteren und längerfristigen gesamtenergiepolitischen Diskurs angelegt. Was vorher gelöst ist, kann den Diskurs in der Überhorst-Kommission nur entlasten und ihm daher förderlich sein. Ich bin mir darüber im klaren, daß es für die SPD schwierig ist, neben der Asylfrage, Blauhelm-Einsatz und "großen Lauschangriff" auch noch das Thema Energie anzupacken. Aber die Fragen sind zu drängend, als daß wir sie nicht jetzt in konstruktiver Auseinandersetzung angehen müßten; daher meine Initiativen zur Atomgesetznovelle und zur Entsorgung jetzt.

Bei Licht betrachtet geht es bei der Auseinandersetzung um die friedliche Nutzung der Kernenergie im Kern um zwei zentrale Fragen:

Einmal die Option Kernenergie und zum anderen um die Plutonium-Nutzung.

Zunächst zur Option der Nutzung der Kernenergie. Wenn dies auch nicht offen erklärt wird, ist die Nutzung der vorhandenen Kernkraftwerke für ihre Lebensdauer im Grunde weitgehend unstrittig. Ich erinnere nur an die vor kurzer Zeit erteilte Dauerbetriebsgenehmigung für das Kernkraftwerk Obrigheim. Strittig ist vielmehr die Frage des Zubaus neuer Kernkraftwerke. Ich bin dezidiert der Auffassung, daß die Option der friedlichen Nutzung der Kernenergie in diesem Land erhalten bleiben muß - jedenfalls so lange wie eine belastbare Alternative nicht zur Verfügung steht. Und dies ist trotz aller Anstrengungen auf absehbare Zeit nicht der Fall. Die Elektrizitätswirtschaft hat erklärt, daß eine Neubauentscheidung für ein Kernkraftwerk zunächst nicht anstehe und daß sie im übrigen eine solche Entscheidung nur bei einem Konsens der staatstragenden Parteien treffen werde. Ich kann dies angesichts der Höhe der Inve-

stitution und der langen Bauzeiten verstehen. Damit ist aber auch klar, daß sich die Frage der Option jedenfalls aktuell überhaupt nicht stellt.

Sollte sie sich künftig stellen, ist von dem dann geltenden Stand von Wissenschaft und Technik auszugehen. Die internationale Entwicklung geht immer stärker dahin, den Schaden auch im noch so unwahrscheinlichen Ereignisfall auf die Anlage selbst zu begrenzen. Dies wird künftig ein zentraler Maßstab sein. Darin liegt - auch unter Akzeptanzgesichtspunkten - die Zukunftschance für die friedliche Nutzung der Kernenergie. Ich habe hierauf bereits bei der Eröffnung des 9. Deutschen Atomrechtssymposiums hingewiesen.

Nun zur Frage der Plutoniumnutzung:

Es war immerhin die sozial-liberale Regierung, die 1976 das Verwertungsgebot und damit die Plutoniumnutzung im Atomgesetz festgeschrieben hat. Mit der Novellierung des Atomgesetzes soll jetzt eine gleichrangige Option von Direkter Endlagerung und Integriertem Entsorgungskonzept festgeschrieben werden. Damit ist es eine unter Gesichtspunkten der Entsorgungssicherheit und der Wirtschaftlichkeit zu treffende Entscheidung, welchen Weg die Betreiber im konkreten Einzelfall wählen. Und wir alle wissen, wo deren Präferenzen liegen.

Ich begrüße, daß die SPD beim Bundesverfassungsgericht unter ausdrücklichem Hinweis auf die Atomgesetznovelle einen Antrag auf Ruhen ihrer Plutonium-Klage gestellt hat. Ein Verbot der Plutoniumnutzung kommt allerdings für mich nicht in Frage. Für einen solch massiven staatlichen Eingriff gibt es weder sicherheitstechnische noch sonstige Gründe. Außerdem halte ich dies EG-rechtlich nicht für zulässig. Hinzu kommt, daß mir bis heute noch kein Politiker der SPD erklärt hat, was denn mit dem noch auf uns zukommenden Plutonium aus den sogenannten Altverträgen mit der Cogéma und BNFL geschehen soll, wenn die Plutoniumnutzung verboten würde. Mit einer Ausnahme: Der Hamburger Umweltsenator hat seinem Schleswig-holsteinischen Kollegen mitgeteilt, daß er die Lösung im Einsatz des Plutoniums in Mischoxid-Brennelementen sehe. In der Tat gibt es keine bessere Lösung als die Mischoxid-Brennelementfertigung und deren Einsatz in Reaktoren.

Vor diesem Hintergrund werde ich wie bisher meine bundesaufsichtlichen Möglichkeiten in vollem Umfang einsetzen, um Recht und Gesetz am Standort Hanau zum Durchbruch zu verhelfen. Es muß nach wie vor gelten: Der Genehmigungsinhaber

hat, wenn er von ihr Gebrauch machen will, einen Anspruch auf Vollzug einer einmal erteilten Genehmigung. Angesichts der enormen Mengen von Plutonium aus dem Abrüstungsprozeß sollten wir im übrigen positiv bewerten, daß in Deutschland eine Technologie entwickelt worden ist, die einen wesentlichen Beitrag leisten kann, das Plutonium unschädlich zu machen. Um nicht mißverstanden zu werden: ich meine den Einsatz dieser Technologie dort, wo sich der Abrüstungsprozeß vollzieht, also nicht etwa in Hanau.

Die Direkte Endlagerung ist mit dem geltenden Atomrecht generell nicht vereinbar. Die gegenteilige Aussage in dem mit der Mehrheit der A-Länder gefaßten Beschluß des Bundesrates vom 5. Juni 1992 ist weniger von juristischer Argumentation als vielmehr von dem Wunsch geleitet, das geltende Atomrecht nicht anfassen zu müssen. Die Direkte Endlagerung ist daher nur mit einer entsprechenden Novellierung zu haben. Die Abstützung des Entsorgungsvorsorgenachweises auf die Direkte Endlagerung ist, auch wenn sie wegen der sehr langen Abklingzeiten zu wesentlich längeren Zwischenlagerzeiten führt, nur vertretbar, wenn dieselbe Entsorgungssicherheit gewährleistet wird, wie beim Integrierten Entsorgungskonzept. Das heißt: Über die Zwischenlagerung hinaus sind auch Fortschritte bei der Konditionierung und bei der Endlagerung erforderlich. Eine auf langfristige Zwischenlagerung reduzierte Entsorgung, die manchem in der SPD vorzuschweben scheint, ist mit mir nicht zu machen. Damit würden wir wirklich das Problem auf die nächsten Generationen verschieben.

Deshalb werde ich auch die Verfahren für das Erkundungsbergwerk Gorleben sowie für das Endlager Konrad mit den mir zur Verfügung stehenden Mitteln voranbringen - bei Offenheit im Ergebnis bis zum Abschluß der Prüfung im Verfahren. Aber die Durchführung der Verfahren darf nicht verhindert werden. Einige haben gemeint, mit Verfahrenstricks das Anhörungsverfahren Konrad zu Fall bringen zu können. Wir haben dies verhindert. Das Verfahren ist jetzt da, wo es hingehört: in der sachlichen Auseinandersetzung über die Einwendungen. Dabei gebe ich mich keinen Illusionen hin, daß nicht weiter versucht würde, das Verfahren zu behindern und zu verzögern. Und dies, obwohl die Staatssekretäre von Bund und Ländern einschließlich Niedersachsen - bestätigt von den Regierungschefs - übereinstimmend beschlossen haben, daß die Errichtung und Inbetriebnahme eines Bundesendlagers für radioaktive Abfälle mit vernachlässigbarer Wärmeentwicklung mit hoher Priorität betrieben wird.

Das Bundesverwaltungsgericht hat unsere Position zum Endlager Morsleben bestätigt. Es wird in Kürze, jedenfalls für die Zeit bis zum Jahr 2000, seinen Betrieb wieder aufnehmen, nachdem wesentliche Sicherheitsverbesserungen durchgeführt worden sind. Beim Erkundungsbergwerk Gorleben hat das Bundesamt für Strahlenschutz bisher alle bergrechtlichen Auseinandersetzungen mit dem Land Niedersachsen vor Gericht gewonnen. Wir werden uns auch von diesem Vorhaben nicht abbringen lassen. Eine Aufgabe des Standorts zugunsten alternativer Erkundung kommt nicht in Betracht. Unbeschadet der Fortführung der Arbeiten in Gorleben sollen aber - entsprechend der Koalitionsvereinbarung - weitere Standorte für stark wärmeentwickelnde Abfälle erkundet werden.

Wenn man sich dies alles vor Augen hält, müßte bei sachlichen Erwägungen ein Konsens auch in der Frage der Entsorgung erreichbar sein. Das eigentliche Problem liegt darin, daß die Endlagervorhaben und die Brennelementfertigung in Bundesländern mit rot-grünen Koalitionen liegen, womit ich dann wieder beim Ausgangspunkt meiner Darlegungen wäre.

Zusammengefaßt: Mein Ziel ist es, sowohl im Rahmen des Staatssekretärs-Arbeitskreises Entsorgung als auch mit der Beratung der Atomgesetznovelle, deren sachliche Notwendigkeit niemand bestreiten kann, die Basis für eine Sachdiskussion zu schaffen. Der Novellierungsvorschlag soll nicht am Ende der Konsensdiskussion, sozusagen als deren Ergebnis, stehen, sondern sie ist ein notwendiger Anstoß zur Konsens-Diskussion.

Anmerkungen zur kerntechnischen Sicherheit in Mittel- und Osteuropa

Angesichts der enormen Probleme der Energiewirtschaft und der kerntechnischen Sicherheit in Mittel- und Osteuropa mag manchem Beobachter dort der Streit um die friedliche Nutzung der Kernenergie in Deutschland absurd und unverständlich erscheinen. Insbesondere dann, wenn es dabei etwa um Mol-Fässer mit Putzlappen oder juristische Hochseilakrobatik geht. Angesichts der enormen Herausforderungen in Mittel- und Osteuropa dürfen wir uns nicht im politischen Gezänk verzetteln; wir brauchen den nationalen Konsens, um uns stärker auf die Hilfe dort konzentrieren zu können.

Hilfe können wir aber nur wirksam leisten, wenn wir selbst weiter die Kernenergie auf höchstem Sicherheitsniveau nutzen. Die Ansicht, man werde dort unserem Beispiel folgen, wenn wir nur aussteigen würden, zeugt von bemerkenswerter Naivität. Die Folge wäre nur, daß man uns im Westen wie im Osten nicht mehr ernst nehmen würde und wir unsere Einflußmöglichkeiten, mehr Sicherheit zu erreichen, aufgeben würden.

Weltweit besteht zu recht eine tiefe Besorgnis über die Sicherheit der Kernkraftwerke sowjetischer Bauart - dies gilt nicht für die westlichen Staaten, dies gilt ebenso für die Staaten, in denen diese Anlagen stehen. Die Konzentration der Weltöffentlichkeit auf diese Anlagen, so wichtig dies ist, birgt allerdings die Gefahr, daß wir die Situation in einigen Staaten Asiens oder Lateinamerikas allzu leicht aus den Augen verlieren.

In der Sache besteht in den westlichen Staaten weitgehend Übereinstimmung, daß die Anlagen vom Typ RBMK und vom Typ WWER 440/230 abgeschaltet werden sollten. Weiter besteht Übereinstimmung, daß die neueren Anlagen vom Typ WWER 440/213 und WWER 1000 grundsätzlich, anlagenspezifische Prüfung vorausgesetzt, nachrüstfähig sind. Ich bedaure, daß die Blöcke 1 und 3 des Kernkraftwerks Tschernobyl wieder an das Netz gegangen sind. Die jetzt revidierte Entscheidung der ukrainischen Regierung vom Mai diesen Jahres, angesichts des Störfalls von Sosnovy Bor die Anlagen endgültig abzuschalten, war richtig. Ich hoffe, daß es jetzt bei der Entscheidung des ukrainischen Parlaments bleibt, die Blöcke spätestens 1993 endgültig abzuschalten. Der Störfall im litauischen Kernkraftwerk Ignalina vor wenigen Tagen war ein weiteres Warnzeichen.

Ich bin mir bewußt, daß Forderungen nach Abschalten gerade von westlicher Seite wohlfeil sind, wenn die energiepolitische Situation dies nicht zuläßt. Wir müssen uns vergegenwärtigen, wie schwierig die Entscheidungslage ist, wenn die Wahl besteht, notleidende Menschen im Winter auch noch frieren zu lassen oder mit einem hohen Risiko zu leben. Deshalb können diese Entscheidungen nicht ohne Einbindung in die jeweilige energiewirtschaftliche Situation gesehen werden. Wenn die energiewirtschaftliche Situation es nicht zuläßt, werden Abschaltentscheidungen nicht getroffen, ob es uns paßt oder nicht. Der Vorgang Tschernobyl zeigt dies mit aller Deutlichkeit. Ich kann nicht ausschließen, daß wir trotz aller Bemühungen mit Kozloduy einen vergleichbaren Vorgang erleben werden. Dies ist der nüchterne Befund. Daher kommt es entscheidend darauf an, daß die Handlungsspielräume so verbessert werden, daß Abschaltmöglichkeiten so schnell wie möglich gegeben sind. Die Spielräume können

von den betroffenen Staaten allein nicht eröffnet werden; ohne gemeinsame westliche Hilfe geht dies nicht. Diese Umstrukturierungsprozesse brauchen naturgemäß eine gewisse Zeit. Voraussetzung ist aber, daß dann auch die gewonnenen Spielräume wirklich zum Abschalten genutzt werden.

Die westlichen Staaten - so die gemeinsame Position auf dem Wirtschaftsgipfel in München - sind auch bereit, im Sinne eines pragmatischen Ansatzes bei den alten Anlagen zur Verbesserung der Situation für eine Restlaufzeit zu helfen. Aber auch nur für eine Restlaufzeit. Und es muß von vornherein feststehen, daß diese Hilfe an verbindliche, begrenzte Restlaufzeiten gebunden ist. Um es klar zu sagen: Wir möchten Hilfe vermeiden, die später als Begründung für einen Betrieb über die gesamte Lebenszeit der Anlage genommen wird. Soweit zu den Anlagen älteren Typs.

Bei den Anlagen neueren Typs ist deren Nachrüstung für ihre gesamte Lebensdauer ebenfalls von einer energiewirtschaftlichen Einordnung der damit verbundenen großen Investitionsentscheidung abhängig. Nur Anlagen, die sich in ein energiewirtschaftliches System sinnvoll einordnen, die sich auch zumindest mittelfristig ökonomisch tragen, kommen für eine umfassende Nachrüstung in Betracht. Oder anders gewendet: Nicht jede Anlage, die technisch nachrüstbar ist, sollte auch nachgerüstet werden, um einen Weiterbetrieb zu begründen; hinzukommen muß, daß die Nachrüstentscheidung energiepolitisch und ökonomisch Sinn macht.

Während bei den Anlagen älteren Typs wegen der begrenzten Restlaufzeit die notwendigen Instandhaltungsinvestitionen wirtschaftlich unrentabel sind und daher nur über öffentliche Mittel finanziert werden können, ist dies bei den neueren Typen anders. Da eine umfassende Nachrüstung bei letzteren Anlagen nur in Betracht kommt, wenn es sich zumindest mittelfristig rechnet, kann es hier mittelfristig nur um kommerzielle Investitionen, z.B. mit westlichen Partnern, gehen. Dies kann natürlich nur unter der Voraussetzung geschehen, daß mittelfristig beim Aufbau eines marktwirtschaftlichen Systems auch die Energiewirtschaft marktwirtschaftlich ausgerichtet wird. Hierzu gehören insbesondere entsprechende Preisgestaltungsmöglichkeiten. Hierzu gehört als weitere Rahmenbedingung ein Ausgleich zwischen Elektrizitätsangebot und -nachfrage unter Ausschöpfung von Energieeinsparungsmöglichkeiten sowie die Verbesserung der Versorgungsstruktur insgesamt, insbesondere des Leitungssystems. Kurz: ein insgesamt investitionsfreundliches Klima auf der Basis der Prinzipien einer freien Marktwirtschaft. Ich bin mir darüber im klaren, daß dies ein schwieriger

Anpassungsprozeß sein wird. Deshalb wird es in der Anfangsphase, sozusagen als Starthilfe, auch hier nicht ohne Unterstützung mit öffentlichen Mitteln gehen; in Betracht kommen: zinsverbilligte Kredite von internationalen Finanzierungsinstituten wie Europäische Bank für Wiederaufbau und Entwicklung und Weltbank, Exportkredite und Garantien.

Ich habe viel von westlicher Hilfe gesprochen, ohne die eine Umstrukturierung des Energiesystems nicht erreicht werden kann. Ich kann den Unmut unserer östlichen Partner gut verstehen, wenn westliche Hilfe bisher vielfach nur angekündigt wird, aber tatsächlich wenig geschieht und gleichzeitig das Abschalten von Reaktoren gefordert wird. Wir können nur etwas erwarten, wenn wir tatsächlich unseren westlichen Hilfsbeitrag leisten. Ich verhehle nicht, daß ich mit dem Stand der bisherigen Hilfe insbesondere zur Verbesserung der Sicherheit der Kernkraftwerke noch nicht zufrieden sein kann:

- Der entsprechende Mittelabfluß aus den beiden EG-Programmen TACIS und PHARE mit einem Volumen von über 80 MECU pro Jahr ist bislang absolut unbefriedigend. Es ist gelinde gesagt unerfreulich, daß hier Mittel in ganz erheblichem Umfang, von denen die Bundesrepublik über ihre EG-Beiträge ca. ein Drittel trägt, vorhanden sind, die Vergabe aber an bürokratischen Hemmnissen scheitert. Unbefriedigend ist auch, daß nur maximal 40 % dieser Mittel für technische Hilfe zur Verfügung stehen. Wir haben bei der EG-Kommission in dieser Sache gemeinsam mit Frankreich und Großbritannien demarchiert. Die Mittelvergabe soll jetzt beschleunigt werden. Wir werden notfalls nachhaken.
- Die Beschlüsse des Münchner Gipfels zur Hilfe bei der Verbesserung der Sicherheit von Reaktoren sowjetischer Bauart sind angesichts zunächst durchaus divergierender Auffassungen ein entscheidender Fortschritt. Die Beschlüsse in Verbindung mit den Vorschlägen der G-7-Arbeitsgruppe stellen ein in sich geschlossenes Hilfsprogramm dar. Entscheidend ist jetzt aber, daß es auch tatsächlich umgesetzt wird. Das heißt,
 - daß die bilateralen Hilfsmaßnahmen ausgerichtet auf das Programm wirklich verbessert werden,
 - daß die Koordinierung auch wirklich effizient ausgestaltet wird,

- daß ein multilateraler Fonds bei der Europäischen Bank für Wiederaufbau und Entwicklung schnell vorbereitet und eingerichtet wird und
- daß die notwendigen Energieanalysen auch bald durch die Weltbank vorgelegt werden, nicht zuletzt auch zur Vorbereitung längerfristiger Maßnahmen über das Sofortprogramm hinaus.

Wir hätten uns als G-7-Beschluß einen multilateralen Fonds zur Abdeckung des gesamten Hilfsbedarfs gewünscht. Beschlossen worden ist als ein zentrales Element die Verpflichtung zu einer verbesserten bilateralen Hilfe im Rahmen eines Sofortprogramms, das von der G-24 koordiniert wird. Der Koordinationsmechanismus ist weitgehend etabliert. Ich kann nur hoffen, daß er auch wirklich in der Lage ist, die Hilfen zu einem konsistenten Programm effizient zusammenzuführen und nicht in nationalen Egoismen oder bürokratischen Hemmnissen stecken bleibt. Der Wirtschaftsgipfel hat als weiteres Element auf Drängen der Europäer für die Umsetzung des Sofortprogramms einen ergänzenden Fonds bei der Europäischen Bank für Wiederaufbau und Entwicklung beschlossen. Ich verrate kein Geheimnis, daß die Einrichtung des Fonds derzeit von einzelnen G-7 Staaten mit dem Argument blockiert wird, man müsse erst sehen, was durch die bilaterale Hilfe abgedeckt wird. Wir tun alles, um hier im Sinne einer Verantwortungs- und Solidargemeinschaft voranzukommen. Aber wir sind nicht allein auf der Welt.

- Die Energiecharta mit dem Ziel des Energieverbunds wird derzeit verhandelt, eine großartige Initiative des holländischen Ministerpräsidenten Lubbers zur Herstellung eines östlich-westlichen Energieverbunds. Es kommt darauf an, daß dies nicht nur eine papierne Deklaration bleibt. In diesem Zusammenhang: Stromlieferungsverträge mit dem Westen sind sicherlich unter Valutagesichtspunkten sinnvoll. Sie sollten aber nicht dazu führen, daß zur Erfüllung solcher Verträge an sich abzuschaltende Kernkraftwerke nicht abgeschaltet werden, sei es im eigenen Land oder in anderen östlichen Ländern, die von Stromlieferungen eines anderen östlichen Exportstaates abhängig sind.

Bei allem verständlichen Unmut auf östlicher Seite über zu langsam anlaufende westliche Hilfe sollte dies nicht zu falschen Reaktionen führen: Daß nun z.B. insbesondere von russischer Herstellerseite behauptet wird, wie jüngst bei der Weltenergiekonferenz in Madrid geschehen, die RBMK-Reaktoren seien gar nicht so schlecht, im Gegenteil, sie seien ebenso sicher wie westliche Reaktoren, entspricht schlicht nicht den

technischen Gegebenheiten. Ich halte es auch für abwegig, wenn behauptet wird, die westliche Hilfe diene nur dazu, die russische Kernkraftwerksindustrie zu zerstören, die Kernkraftwerke in Greifswald in der Bundesrepublik seien nur abgeschaltet worden, um der östlichen Industrie einen Schlag zu versetzen. Diese Behauptungen sind schlicht falsch: Es ist gerade unsere Vorstellung, daß die heimische Industrie den entscheidenden Beitrag bei Nachrüstmaßnahmen erbringt, schon allein um unsere Hilfe auf das notwendige Maß zu reduzieren. Unsere technischen Analysen haben einwandfrei ergeben, daß nach unseren Sicherheitsvorstellungen die Anlagen in Greifswald so nicht hätten weiterbetrieben werden können. Der Dialog über westliche Hilfe sollte nicht durch solche verfehlten Unterstellungen belastet werden.

Zum Erreichen eines hohen Sicherheitsstandes, einer Sicherheitskultur auf dem kerntechnischen Gebiet, sind unabhängige und effiziente Kontrollbehörden unerlässlich. Ich bin der Auffassung, daß hier noch viel zu tun ist. Wir leisten Hilfe bei Ausrüstung und Ausbildung. Gefragt sind zunächst weniger Studien oder hochkomplizierte Systeme als vielmehr schlichte Ausrüstungsgegenstände wie z.B. Kommunikationssysteme und Personal-Computer. Die bislang eher schleppende Hilfe kommt jetzt in Gang. Wir werden hoffentlich in Kürze zusammen mit Frankreich ein gemeinsames Regionalbüro unserer beiden technischen Sachverständigenorganisationen, auf französischer Seite IPSN und auf deutscher Seite GRS, ebenso wie bereits in Moskau auch in Kiew einrichten. Ganz entscheidend ist neben der technischen Effizienz der politische Stellenwert der Kontrollbehörde. Sie sollte hochrangig angesiedelt sein und bei allen Entscheidungen auch in voller Unabhängigkeit mitwirken können. Ohne diese politische Einordnung bleibt jede, auch noch so gute Unterstützung und Ertüchtigung der Kontrollbehörden letztlich ohne Erfolg.

[Zum Stichwort westliche Hilfe noch eine klarstellende Anmerkung: Gelegentlich wird kolportiert, Deutschland und Frankreich hätten sich die Hilfe aufgeteilt: Frankreich für die Ukraine, Deutschland für Rußland. Diese Behauptung trifft nicht zu. Die Bundesrepublik engagiert sich in der Ukraine genauso wie in Rußland.]

Zusammengefaßt: Wir müssen endlich von der Analyse zur Therapie kommen. Es reicht nicht, daß eine westliche Kommission nach der anderen die östlichen Staaten bereist, immer wieder dieselben Fragen stellt und womöglich unterschiedliche Ratschläge erteilt. Den Worten des Westens müssen endlich Taten folgen. Die Bundesre-

publik wird ihr Möglichstes tun. Wir müssen dabei aber auch sehen, daß die Hilfsmöglichkeiten der westlichen Volkswirtschaften in Zeiten rezessiver Entwicklungen und besonderer Belastungen, wie z.B. in der Bundesrepublik durch den Aufbau in den neuen Ländern, nicht unbegrenzt sind. Es muß auch erwartet werden, daß die betroffenen Staaten ihre eigenen Möglichkeiten voll ausschöpfen, um die kerntechnische Sicherheitslage zu verbessern, und dieser Aufgabe den politischen Stellenwert einräumen, der ihr zukommt. Hilfe aus dem Westen kann nicht mehr leisten als Hilfe zur Selbsthilfe.

Wenn die Strukturen in Mittel- und Osteuropa zusammenbrechen und neue Strukturen sich daraus entwickeln, kann Deutschland in der Mitte Europas von den damit verbundenen Verwerfungen nicht unberührt bleiben. Die Funde von Uran und Caesium sind dafür nur ein, aber besonders augenfälliger, Beleg. Es mag unpopulär klingen, aber trotz aller Anstrengungen werden wir bis zu einem gewissen Grade mit solchen Auswirkungen leben müssen. Sie sind ein Preis dafür, daß die kommunistische Hegemonie und Zwangsherrschaft zusammengebrochen und unser Vaterland wieder vereint ist. Das Beste was wir tun können, ist zu helfen, in Mittel- und Osteuropa ökonomisch funktionsfähige, demokratische und rechtsstaatliche Strukturen zu entwickeln. Wenn dies nicht gelingt, werden die Auswirkungen auf uns auf Dauer noch viel gravierender sein als das, was heute schon die deutsche Öffentlichkeit bewegt.

Ich habe der GRS zu danken, daß sie sich schon von allem Anfang an, als dies möglich war, in Mittel- und Osteuropa in vorbildlicher Weise engagiert, uns Anstöße gegeben hat und uns bei unserem Bemühen in bester Weise unterstützt.

Sicherheitsbeurteilung von WWER-Reaktoren

F. W. Heuser, R. Janke, P. Kelm

1 Einführung

Zu Beginn des Jahres 1990 beauftragte der Bundesminister für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit (BMU) die Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) mbH erstmals mit einer umfassenden Sicherheitsanalyse für ein Kernkraftwerk sowjetischer Bauart. Gemeint sind die Untersuchungen für das Kernkraftwerk Greifswald, Blöcke 1 - 4. Diese Blöcke sind mit sowjetischen WWER-Druckwasserreaktoren der ersten Generation, Reaktoren des Typs WWER-440/W-230, ausgerüstet. Inzwischen, knapp drei Jahre danach, liegen für alle drei Baulinien der WWER-Druckwasserreaktoren ingenieurtechnische Sicherheitsstudien am Beispiel der deutschen Referenzanlagen in Greifswald und Stendal vor [1], [2], [3]. Es sind dies für die Anlagen der Baureihe

- WWER-440/W-230¹ das KKW Greifswald, Blöcke 1 - 4
- WWER-440/W-213 das KKW Greifswald, Block 5 und Blöcke 6 - 8

und für die Baureihe

- WWER-1000/W-320 das KKW Stendal, Block A.

Die Studien bilden eine wichtige Voraussetzung und Grundlage für die weiterführenden Arbeiten zur Sicherheitsbeurteilung der WWER-Anlagen.

Tabelle 1 gibt eine Übersicht zu den WWER-Anlagen in Osteuropa. Sie enthält aufgeschlüsselt für die drei Baulinien die Anzahl der in den einzelnen Ländern in Betrieb, bzw. in Bau befindlichen Anlagen. Zusätzlich eingetragen sind Angaben zum Anteil der Kernenergie an der Stromerzeugung in den einzelnen Ländern. Die Tabelle zeigt das Ausmaß des Problems. Die Situation der Kernenergie, insbesondere die Fragen zur Sicherheit der Kernkraftwerke in der früheren Sowjetunion und in Osteuropa, erfordern eine breit angelegte internationale Zusammenarbeit. Dies gilt für die Industrie,

¹ Die erste Ziffer der Typenbezeichnung gibt die elektrische Leistung an, die zweite Ziffer den Standard der Baureihe

ebenso aber auch für die Genehmigungs- und Aufsichtsbehörden und die Zusammenarbeit der wissenschaftlich-technischen Institutionen.

	Rußland	Ukraine	Bulgarien	CSFR	Ungarn	Gesamt
WWER-440/W-230	4/0	-	4/0	2/0	-	10/0
WWER-440/W-213	2/0	2/0	-	6/4	4/0	14/4
WWER-1000/W-320	6/9	10/6	2/0	0/2	-	18/17
Anteil Kernenergie an Stromerzeugung (Stand: 1990)	12 %		35 %	28 %	51 %	-

Tabelle 1: WWER-Kernkraftwerke in Osteuropa in Betrieb / in Bau
(Stand: März 1992)

Bereits 1990, in den ersten Untersuchungen für das KKW Greifswald, bestand eine enge Zusammenarbeit mit Behörden und verschiedenen Institutionen der früheren Sowjetunion, insbesondere mit dem Kurtschatow-Institut in Moskau, desweiteren in Frankreich mit dem Institut de Protection et de Sûreté Nucléaire (IPSN). In den weiteren Untersuchungen ist diese Zusammenarbeit erheblich ausgebaut und intensiviert worden. Das gilt vor allem für die Zusammenarbeit mit dem französischen Partnerinstitut der GRS, dem IPSN in Paris. So bestehen heute in verschiedenen WWER-Projekten gemeinsame Arbeitsgruppen zwischen GRS und IPSN.

Die internationale Zusammenarbeit wurde bereits frühzeitig von politischer Seite gefördert und unterstützt. So hat der Bundesminister für Forschung und Technologie (BMFT) bereits 1987 mit der damaligen Sowjetunion ein Abkommen zur wissenschaftlich-technischen Zusammenarbeit (WTZ) vereinbart. Der Bundesminister für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit (BMU) hat eine Reihe von Initiativen ergriffen, die sowohl in bilateraler als auch in internationaler Zusammenarbeit zu umfassenden Unterstützungsprogrammen für die Staaten der GUS und für die mittel- und osteuropäischen Länder geführt haben.

Nach einer knappen Vorstellung der Auslegungsmerkmale der drei WWER-Baulinien werden zunächst die Fragen der sicherheitstechnischen Auslegung und die wichtig-

sten hierzu vorgeschlagenen Ertüchtigungsmaßnahmen behandelt. Im zweiten Teil des Vortrages wird etwas ausführlicher auf einige Aspekte zur Betriebssicherheit der WWER-1000 eingegangen. Schließlich soll an einem Beispiel aus der Praxis über die Arbeiten zur Sicherheitsüberprüfung des KKW Kozloduy (Blöcke 1 - 4) in Bulgarien berichtet werden.

2 Auslegungsmerkmale der WWER-Baulinie

WWER-440/W-230

Bild 1 zeigt einen Gebäudequerschnitt für die Anlagen der Baulinie WWER-440/W-230. Die Anlagen dieses Typs wurden bereits in den sechziger Jahren konzipiert. Im Vergleich zu heutigen Sicherheitsanforderungen besitzen diese Anlagen bereits in ihrer Auslegungskonzeption grundlegende Schwächen. So wird aufgrund der zuverlässigen Konstruktion des primären Kreislafs und der für seine Komponenten und Rohrleitungen eingesetzten Werkstoffe ein Kühlmittelverlust über mittlere und große Lecks im Reaktorkühlkreislauf nicht als Auslegungsstörfall betrachtet. Als Sicherheitseinschluß besitzt die Anlage ein Druckraumsystem mit Überströmklappen, das lediglich gegen einen Überdruck von 0,1 MPa ausgelegt ist.

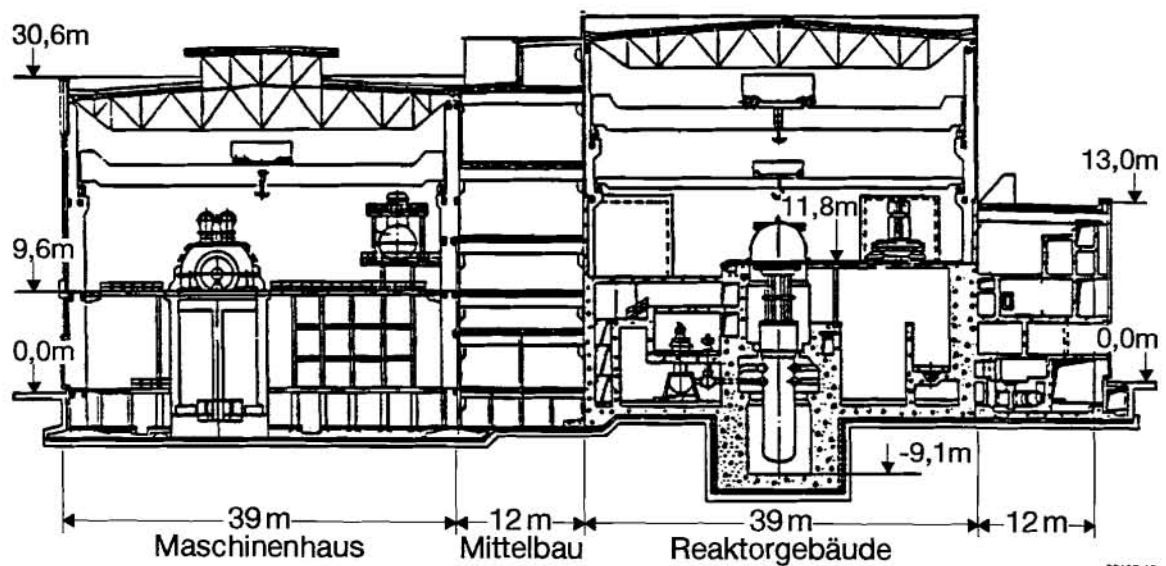


Bild 1: Gebäudequerschnitt WWER-440/W-230

WWER-440/W-213

Im Vergleich zu den älteren WWER-440/W-230 besitzen die Anlagen der jüngeren Baulinie WWER-440/W-213 erhebliche sicherheitstechnische Verbesserungen.

Bild 2 zeigt den Gebäudequerschnitt für den WWER-440/W-213. Als Druckraumsystem besitzen diese Anlagen zum Druckabbau nach einem Kühlmittelverluststörfall eine Naßkondensationsanlage.

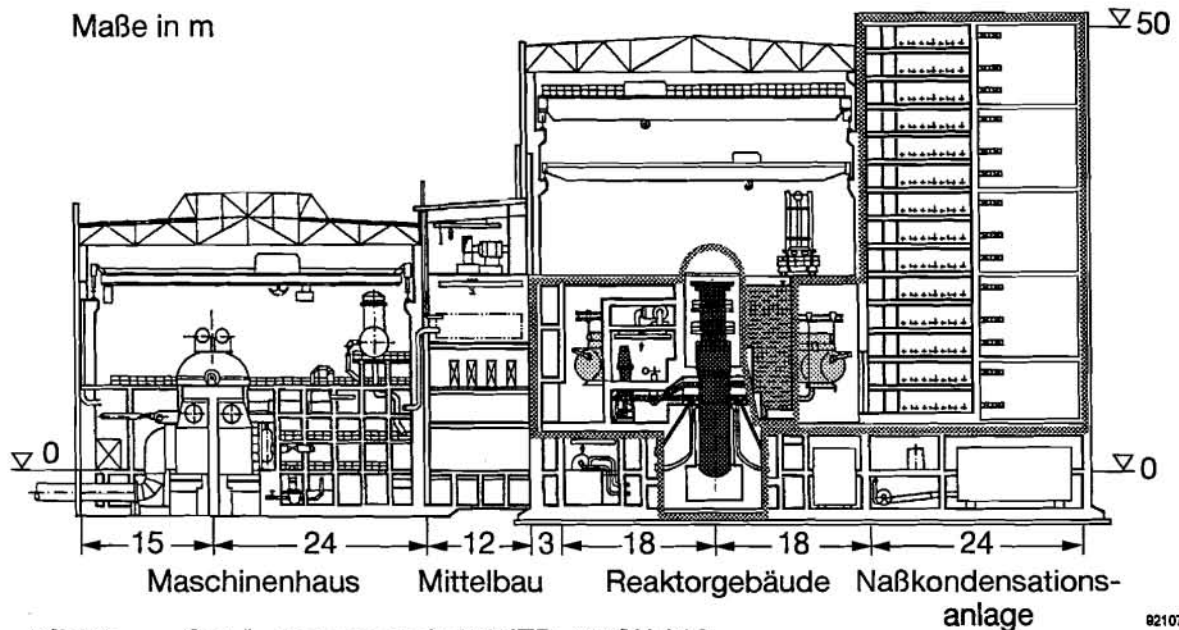


Bild 2: Gebäudequerschnitt WWER-440/W-213

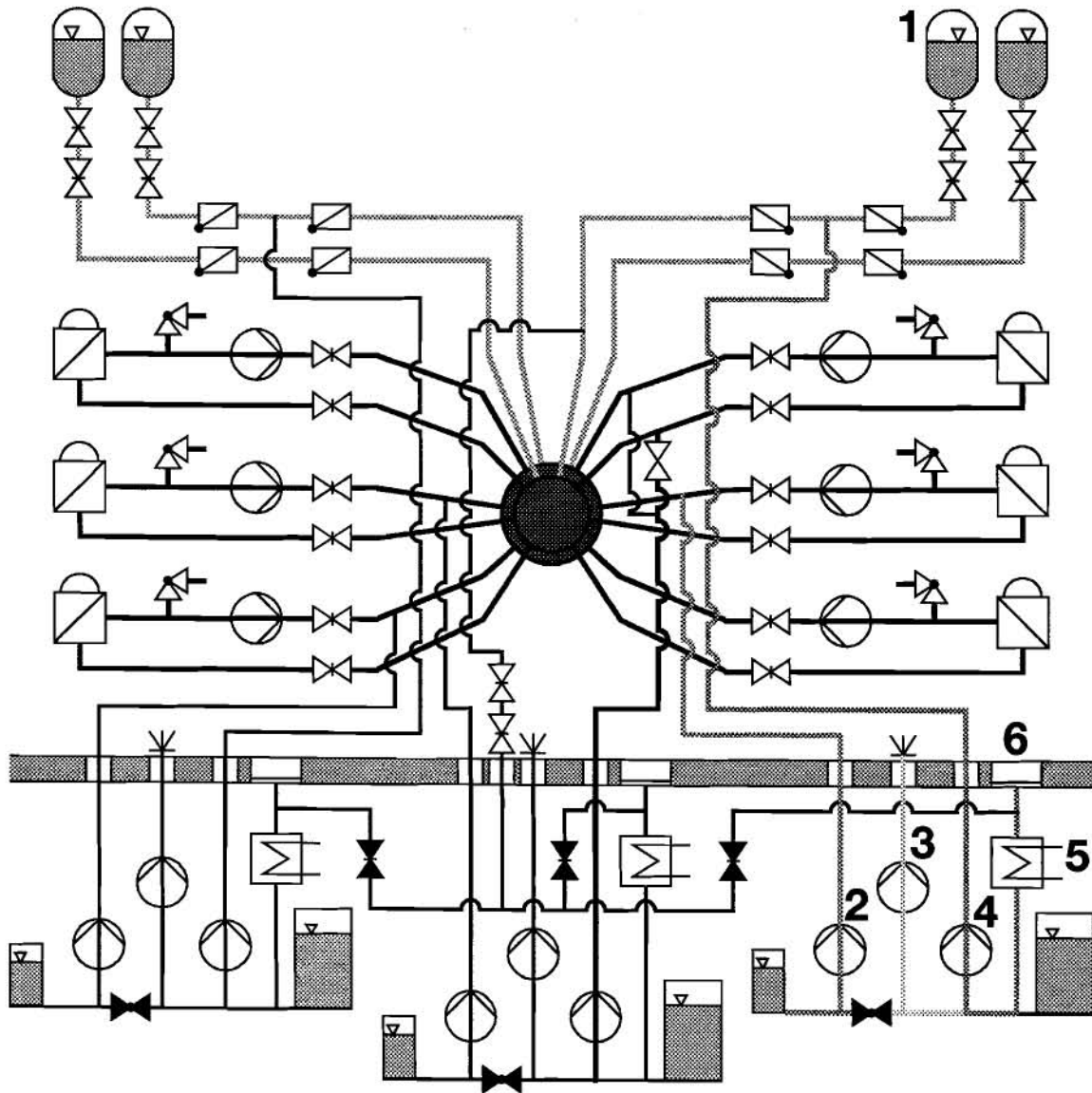
Das Not- und Nachkühlsystem des WWER-440/W-213 verfügt - durchaus vergleichbar mit der Auslegung von Druckwasserreaktoren westlicher Bauart - über Systemfunktionen, mit denen das gesamte Spektrum von Leckstörfällen beherrscht werden kann. Insbesondere ist die Anlage auch gegen den doppelendigen Abriß einer Hauptkühlmittelleitung ausgelegt.

Bild 3 zeigt hierzu den prinzipiellen Aufbau des Not- und Nachkühlsystems:

- als passives Kernflutssystem stehen vier Druckspeicher zur Verfügung, die direkt in den Reaktordruckbehälter einspeisen,
- als aktive Einspeisung sind Hochdruck (HD)- und Niederdruck (ND)-Systeme vorhanden,

- über das ND-System ist nach Umschaltung auf Sumpf-Umwälzbetrieb auch die langfristige Wärmeabfuhr über Zwischenkühler an das Nebenkühlwassersystem möglich.

Die Sicherheitssysteme des WWER-440/W-213 sind im allgemeinen dreisträngig als 3 x 100 %-Systeme aufgebaut. Sie sind weitgehend getrennt und unabhängig von den Betriebssystemen.



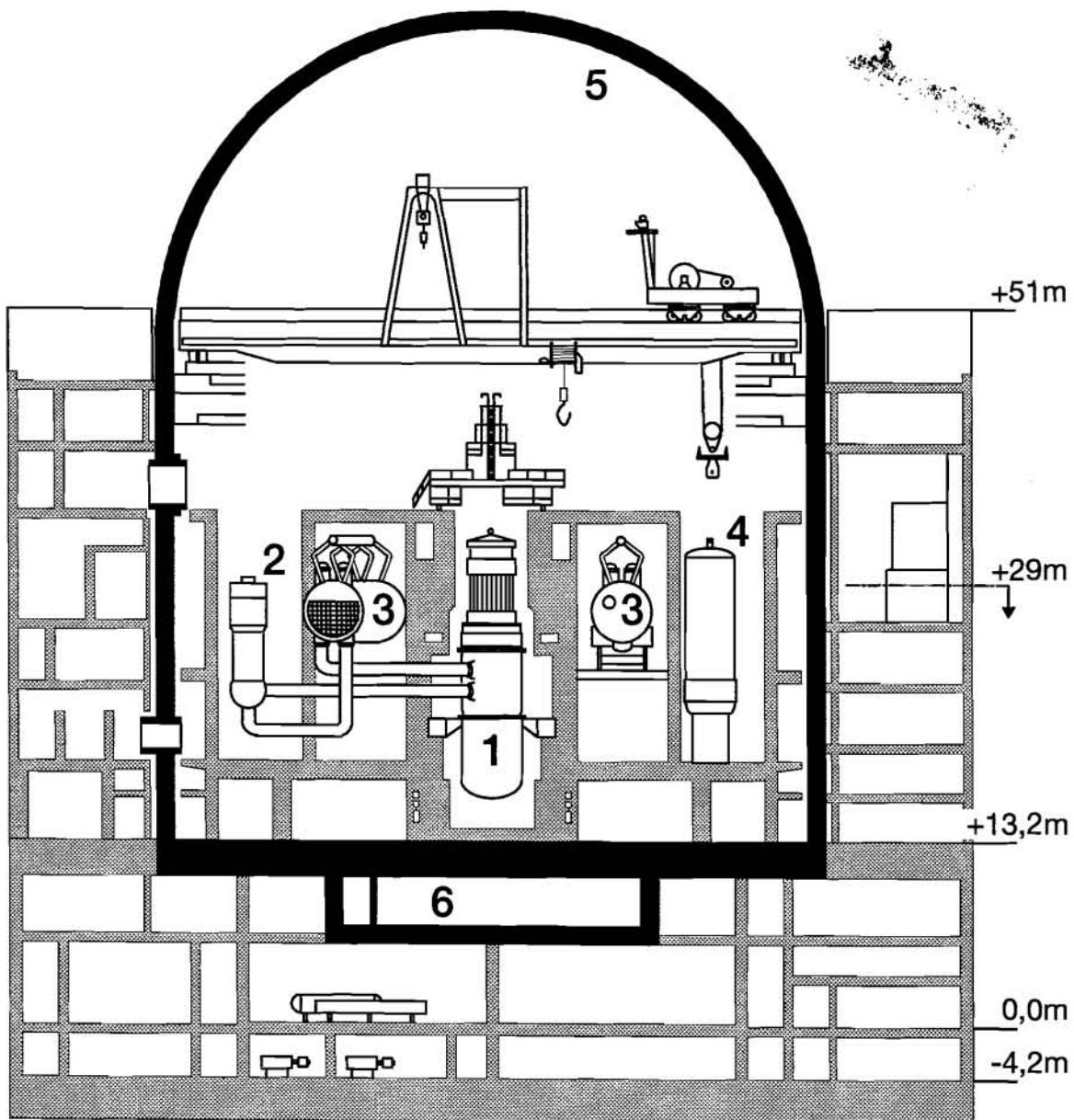
- | | |
|-------------------|-------------------|
| 1 Druckspeicher | 4 ND-Notkühlpumpe |
| 2 HD-Notkühlpumpe | 5 ND-Notkühler |
| 3 Sprinklerpumpe | 6 Gebäudesumpf |

Bild 3: Not- und Nachkühlsystem WWER-440/W-213

92107-16

WWER-1000/W320

Konzept und Aufbau der neueren Anlagen WWER-1000 (Bild 4) lehnen sich bereits weitgehend an Sicherheitsanforderungen an, wie sie zur Auslegung an westliche Druckwasserreaktoren gestellt werden. So besitzen diese Anlagen ein Containment, das gegen einen Überdruck von 0,5 MPa ausgelegt ist. Die maßgeblichen Störfälle



1 Reaktor
2 Hauptkühlmittelpumpe
3 Dampferzeuger

4 Druckhalter
5 Containment
6 Gebäudesumpf

92107-15

Bild 4: Reaktorgebäude mit Containment WWER-1000/W-230

können durch die vorhandenen Sicherheitseinrichtungen beherrscht werden. Auslegungsvorteile bestehen im hohen Betriebsdruck der Druckspeicher (6,0 MPa) und im breiten Betriebsbereich der HD- und ND-Pumpen des Notkühlsystems.

Die Anlagen des Typs WWER-1000 wurden weitgehend standardisiert. Als erste Anlage der Standard-Baureihe WWER-1000/W-320 wurde 1985 Block 1 des KKW Saporoshje in der Ukraine in Betrieb genommen. Gegenwärtig sind 16 Anlagen dieser Baureihe in Rußland und in der Ukraine in Betrieb. Desweiteren gibt es eine etwa gleich große Anzahl von Blöcken, die sich in unterschiedlichem Bauzustand befinden, deren Weiterbau in den meisten Fällen zur Zeit jedoch unterbrochen ist.

3 Beurteilungen der sicherheitstechnischen Auslegung

In den Sicherheitsstudien [1], [2], [3], wurden für alle WWER-Baulinien Defizite in der sicherheitstechnischen Auslegung festgestellt.

WWER-440/W-230

Die gravierendsten Mängel bestehen in den alten W-230iger Anlagen.

Hier standen zunächst die Beurteilung der Komponenten und die Materialfragen im Vordergrund, vor allem die aus der Neutronenbestrahlung verursachte Materialversprödung des Reaktordruckbehälters. Aus Prüfergebnissen an Einhängeproben in verschiedenen Anlagen gab es Hinweise darauf, daß die Sprödbbruchübergangstemperatur insbesondere im Bereich der kernnahen Schweißnaht des Druckbehälters über der Betriebszeit schneller anstieg als ursprünglich prognostiziert. Ursachen hierfür waren hohe Gehalte von Verunreinigungen, insbesondere an Kupfer und Phosphor, im Schweißgut und die hohe Neutronenflußdichte auf die Druckbehälterwand. In den letzten Jahren wurden Druckbehälter mehrerer W-230iger Anlagen einer Wärmebehandlung unterzogen. Vor und nach der Behandlung entnommene Werkstoffproben zeigen, daß die Materialversprödung mit einer Glühung weitgehend wieder rückgängig gemacht und ausgeheilt werden kann.

In der systemtechnischen Auslegung der W-230iger Anlagen wurden in nahezu allen Bereichen erhebliche Sicherheitsdefizite festgestellt. Die wichtigsten Punkte sind:

- Geringe Redundanz und weitreichende Vermaschungen in den Sicherheitssystemen. Dies betrifft z. B. das Notkühlsystem, die sekundärseitige Noteinspeisung und die Diesel-Notstromversorgung.
- Weitgehend fehlende räumliche Redundanz, z. B. bei der Verlegung von Kabeln redundanter Systemstränge
- Unzureichende Instrumentierung und Regelung, das Fehlen wichtiger Anregekriterien im Reaktorschutzsystem z. B. für die Reaktorschnellabschaltung
- Unzureichende Brandschutzmaßnahmen. So kann z. B. ein Brand in Kabelverteilungen oder im Bereich der Schaltanlagen den vollständigen Ausfall der Warte verursachen.

Um die Defizite dieser Anlagen zu beheben, wären Nachrüstmaßnahmen erforderlich, die praktisch kaum durchgeführt werden können.

Die W-230iger Anlagen können allenfalls für eine begrenzte Betriebszeit von einigen wenigen Jahren weiterbetrieben werden. Für diese Anlagen sind daher vor allem betriebsnahe Verbesserungen erforderlich, mit denen die bestehenden Auslegungsmängel soweit möglich kompensiert und die Betriebssicherheit erhöht werden kann.

WWER-440/W-213 und WWER-1000/W-320

Für die jüngeren Baulinien WWER-440/W-213 und WWER-1000/W-320 haben die Sicherheitsstudien ergeben, daß bestehende Auslegungsdefizite bis auf wenige Ausnahmen weitgehend mit Nachrüstmaßnahmen behoben werden können.

Tabelle 2 enthält für beide Baulinien eine Übersicht zu den wichtigsten anlagentechnischen Nachrüstmaßnahmen, bzw. noch ausstehenden sicherheitstechnischen Nachweisen.

Funktion / System	WWER-440/W-213	WWER-1000/W-320
Sicherheitseinschluß	● Nachweis Druckabbau über Naßkondensation	
	● Lecküberwachung Sicherheitseinschluß	
Notkühlung	● Lecküberwachung Saugleitung aus Gebäudesumpf (Doppelrohr) ● Nachrüstung eines nuklearen Zwischenkühlkreises	
Dampferzeuger		● konstruktive Änderungen am DE-Kollektor (Ribbildungen)
FD-, SpW-, NSpW-Leitungen	● Räumliche Trennung der Rohrleitungen, Festpunkte ● Bruchausschluß (Nachweis der Schadensvorsorge)	
Noteinspeisung DE	● Entmaschung der Einspeisestränge NSpW-System ● Nachrüstung eines autarken Notstandssystems	

02107-13

Tabelle 2: Wichtige Nachrüstmaßnahmen für WWER-Anlagen

Sicherheitseinschluß

- Für den Sicherheitseinschluß der Baulinie WWER-440/W-213 liegen für die Naßkondensationsanlage, zum Druckabbau nach einem Kühlmittelverluststörfall, bisher lediglich Rechnungen vor. Hier sind großtechnische Versuche erforderlich, mit denen die Wirksamkeit eines ausreichenden Druckabbaus, die bei der Naßkondensation ablaufenden Prozesse und auftretenden dynamischen Belastungen, experimentell überprüft und abgesichert werden.

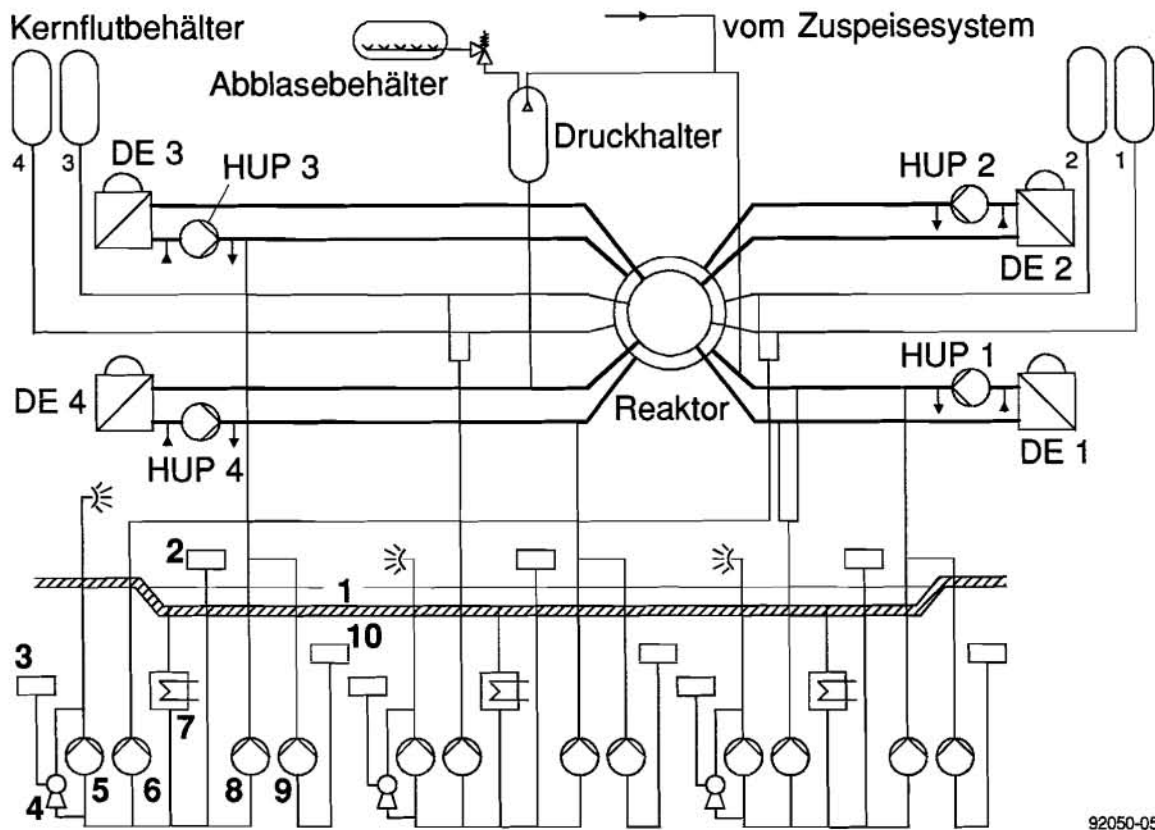
Die Anlagen beider Baulinien (WWER-440/W-213, WWER-1000/W-320) besitzen keinen zweischaligen Sicherheitseinschluß. Es besteht deshalb keine Möglichkeit der kontrollierten Lecküberwachung. Ein Leckabsaugsystem könnte jedoch an den Durchdringungen des Sicherheitseinschlusses installiert werden.

Notkühlung

- Die Ablaufleitungen aus dem Gebäudesumpf sind als einfache Rohrleitungen ausgeführt. Bei einem Leck in einer dieser Leitungen gehen sowohl die Einschlußfunktion als auch die Wasservorräte im Gebäudesumpf für die Notkühlung verloren. Erforderlich sind eine Doppelrohrausführung mit Lecküberwachung und eine Absperrarmatur möglichst nah am Einlauf aus dem Gebäudesumpf.

Nachrüstmaßnahmen sind vor allem für den WWER-1000 notwendig. Bild 5 zeigt hierzu den prinzipiellen Aufbau des Primärkreises und des anschließenden Not- und Nachkühlsystems für den WWER-1000. Für alle drei Stränge des ND-Notkühlsystems ist nur ein gemeinsamer Behälter mit 630 m³ Wasservorrat im Gebäudesumpf vorhanden. Bei voller Kapazität aller Pumpen des Notkühlsystems und des Sprühsystems ist dieser Wasservorrat bereits nach weniger als 10 Minuten umgepumpt. Für den WWER-1000 sollte geprüft werden, wieweit für die Notkühlung zusätzliche Wasservorräte bereitgestellt werden können.

- Außerdem ist für beide Baulinien die Installation eines nuklearen Zwischenkühlkreises für die Wärmetauscher des Not- und Nachkühlsystems erforderlich.



92050-05

- | | |
|--------------------------------------|--|
| 1 Havarieborbehälter | 6 ND-Notkühlpumpe |
| 2 Vorratsbehälter für konz. Borsäure | 7 Havariekühler |
| 3 Reagenzienbehälter | 8 HD-Notkühlpumpe |
| 4 Ejektor | 9 HD-Havarieboreinspeisepumpe |
| 5 Gebäudesprühpumpe | 10 Havarievorratsbehälter für konzentrierte Borsäure |

Bild 5: Not- und Nachkühlsystem WWER-1000

Dampferzeuger

- Ein besonders gravierendes Problem sind die Dampferzeuger in den Anlagen WWER-1000. Hier sind in mehreren Anlagen bereits nach kurzer Betriebsdauer Leckagen von primärem Kühlmittel in den Sekundärkreis aufgetreten. Die Gründe hierfür sind Rißbildungen an den kalten Kollektoren der Dampferzeuger. Maximal sind Risse von mehr als 1 m Länge aufgetreten. Als Ursachen werden sowohl eine unzureichende Wasserchemie als auch Mängel im Herstellungsverfahren genannt. So können die Risse durch lokale plastische Deformationen initiiert worden sein, die beim Einsprengen der Heizrohre in den Kollektor aufgebracht worden sind. Insgesamt sind bis Ende 1991 bereits 36 Dampferzeuger in verschiedenen Anlagen ausgetauscht worden.

Weitere Probleme, bzw. Nachrüstmaßnahmen in den Anlagen beider Baulinien betreffen die räumlich getrennte Verlegung der Frischdampf (FD)- und Speisewasser (SpW)-Leitungen, insbesondere im Übergang zum Maschinenhaus, Vermischungen im Notspeisewassersystem und die Installation eines Notstandssystems mit eigener, autarker Energieversorgung.

4 Reaktorphysikalische und wärmetechnische Auslegung

Wichtige Punkte, z. B.

- die Nachrüstung eines nuklearen Zwischenkühlkreises und eines autarken Notstandssystems, sowie
- die mangelnde räumliche Trennung der FD- und SpW-Leitungen

betreffen in gleicher Weise beide Baulinien. Zwischen dem WWER-440 und dem WWER-1000 gibt es jedoch grundlegende Unterschiede in der reaktorphysikalischen und wärmetechnischen Auslegung. Der WWER-440 besitzt wesentlich größere innere Sicherheitsreserven als der WWER-1000.

Als Vorzüge des WWER-440 sind zu nennen:

- die geringe Leistungsdichte des Reaktorkerns,

- die Absperrbarkeit der einzelnen Hauptkühlmittelleitungen des Reaktorkühlkreises. Sie ist wichtig zur Beherrschung von Leckstörfällen. Insbesondere kann bei einem Dampferzeuger (DE)-Heizrohrbruch der betroffene Dampferzeuger nicht nur sekundärseitig, sondern auch primärseitig abgesperrt werden,
- und schließlich der bezogen auf die Leistung große Wasservorrat sowohl auf der Primärseite als auch auf der Sekundärseite.

Tabelle 3 zeigt hierzu einige charakteristische Auslegungsdaten der WWER-Baulinien. Zusätzlich sind die entsprechenden Vergleichsdaten für die Konvoi-Anlagen angegeben.

Die mittlere Leistungsdichte des WWER-440 liegt ca. 20 % unter der des WWER-1000. Ausgesprochen günstig liegen die Verhältniszahlen Wasservorrat zu Leistung. So verfügt, auf die Leistung bezogen, der WWER-440 im Vergleich zur Konvoi-Anlage auf der Sekundärseite der Dampferzeuger über das 3-fache an Wasservorrat. Auch gegenüber dem WWER-1000 liegt der WWER-440 immer noch um einen Faktor 2 günstiger.

		WWER 440	WWER 1000	Konvoi 1300
Thermische Leistung	MW	1375	3000	3765
Reaktorkern ¹⁾				
• Heizflächenbelastung	W/cm ³	44	57	61
• Leistungsdichte	kw/dm ³	86	107	93
Wasserinhalt				
• primär	m ³ /GW	156	99	99
• sekundär	m ³ /GW	183	88	61

1) mittlere Werte

Tabelle 3: Ausgewählte Nenndaten für WWER- und Konvoi-Anlagen

Der WWER-440 besitzt also eine große thermische Trägheit. Der große Speisewasservorrat stellt eine erhebliche Sicherheitsreserve für Accident Management Maßnahmen dar. Auch bei einem vollständigen Ausfall der elektrischen Energieversorgung

(d. h. dem Ausfall aller Pumpen) kann die Wärmeabfuhr über die Dampferzeuger über mehrere Stunden aufrechterhalten werden, ohne daß es primärseitig im Reaktorkühlkreislauf zu einem gefährlichen Temperaturanstieg kommt. Der Wasservorrat auf der Sekundärseite ist so groß, daß auch ohne eine Bespeisung der Dampferzeuger die Kühlung der Primärseite über mehrere Stunden mit Abblasen über Dach sichergestellt ist.

Ausgelöst durch einen Brand in den elektrischen Kabeltrassen kam es 1975 in Block 1 des KKW Greifswald zu einem Ausfall der gesamten Speisewasserversorgung. Eine Noteinspeisung konnte erst nach mehreren Stunden über eine Verbindungsleitung vom Nachbarblock hergestellt werden. Ohne den großen Wasservorrat wäre es hier zu einem folgenschweren Unfall gekommen.

5 Einzelaspekte zum WWER-1000

Im Vergleich zum WWER-440 ist im WWER-1000 in einem nur unwesentlich größeren Reaktordruckbehälter etwa die doppelte Leistung installiert. Dies führt zu einer reaktorphysikalisch ungünstigen Geometrie der Kernausslegung. Kernausslegung, Leistungsregelung und Leistungsbegrenzung kommen deshalb im WWER-1000 eine große Bedeutung zu.

Ursprünglich wurde für den WWER-1000 von einem 2-jährigen Beladezyklus ausgegangen. Bild 6 zeigt für den Erstkern des KKW Stendal, Block A, die Kernbeladung für 2-jährigen Beladezyklus. Die Kernbeladung erfolgt nach einem Außen-Innen-Konzept. D. h. Brennstoffkassetten mit hoher Anreicherung werden im ersten Zyklus auf Außenpositionen am Rand des Kerns eingesetzt und nach einjährigem Abbrand auf Innenpositionen umgesetzt.

Wegen des schlanken Reaktordruckgefäßes ist der Wasserspalt zwischen Reaktorkern und Außenwand des Behälters vergleichsweise klein. Beide Punkte, Beladung und enger Wasserspalt führen zu einer hohen Neutronenbestrahlung der Druckgefäßwand.

In westlichen Druckwasserreaktoren wird in einem 3-jährigen Beladezyklus eine Low Leakage Beladung nach dem Innen-Außen-Konzept vorgesehen. Frisch eingesetzte

Brennelemente mit höherer Anreicherung befinden sich dann nur auf Innenpositionen des Kerns. Die Neutronenbestrahlung auf die Druckbehälterwand wird damit reduziert.

Eine Low Leakage Beladung erlaubt zusätzlich eine bessere Ausnutzung des Brennstoffs. Sie erfordert jedoch für frisch eingesetzte Brennelemente den Einsatz von abbrennbaren Neutronengiften in den Brennstoffkassetten, um damit die anfänglich hohe Überschubreaktivität auf den Innenpositionen des Kerns abzubauen.

Ein weiteres Problem betrifft die Leistungsregelung. Die bisherigen Betriebserfahrungen zeigen, daß beim WWER-1000 vor allem bei Laständerungen große Leistungsschwankungen auftreten. Sie werden hauptsächlich durch die Xenon-Vergiftung verursacht. Xenon entsteht beim Abbrand des Brennstoffes als Folgeprodukt aus den Kernspaltprozessen. Es ist ein starker Neutronenabsorber, ein Gift, das Neutronen schluckt, die für die Spaltprozesse benötigt werden.

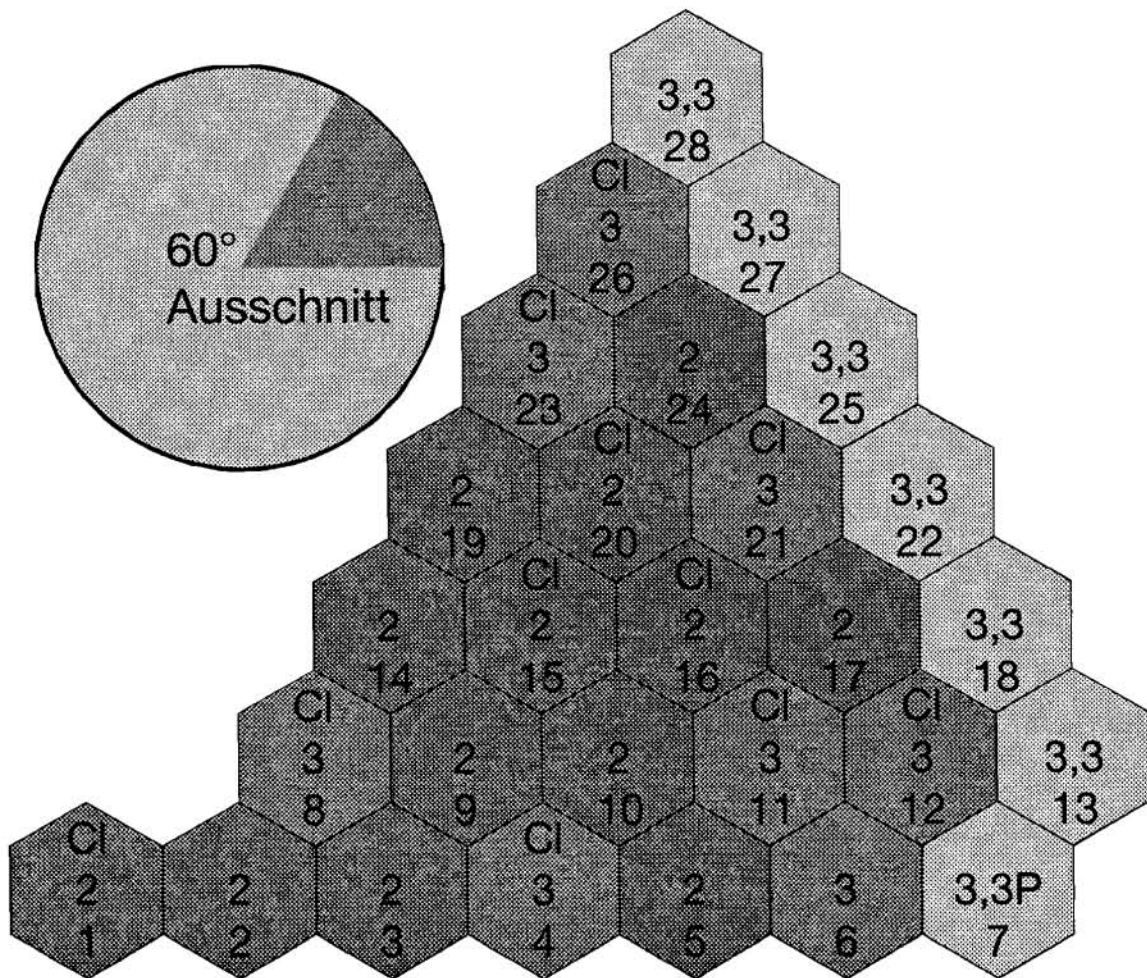
Bei Laständerungen, dem Verfahren von Steuerstäben, bilden sich Schwankungen in der axialen Leistungsverteilung im Kern aus, die durch unterschiedliche Xenon-Konzentrationen verursacht werden. Im WWER-1000 können diese Leistungsschwankungen, die sog. Xenon-Schwingungen, nur von Hand ausgeregelt werden. Diese Schwingungen sind nur wenig gedämpft. Sie erfordern deshalb, sobald eine Laständerung erfolgt ist, über längere Zeit ein ständiges Nachregeln.

Xenon-Schwingungen sind kein spezifisches Problem des WWER-1000. Sie können unter bestimmten Randbedingungen in allen hinreichend großen Druckwasserreaktoren auftreten. Mit einer geeigneten Leistungsdichteüberwachung und automatischen Leistungsregelung lassen sich diese Schwingungen jedoch effizient ausregeln. Beim WWER-1000 allerdings bestehen Mängel in der Leistungsdichteüberwachung und in der Leistungsregelung. Beim Ausregeln der Schwingungen von Hand können Brennstäbe beschädigt werden, wenn die räumliche Leistungsverteilung stark ungleichmäßig ist und schwankt, oder wenn sich der Reaktor bei Eintritt einer Störung bereits in einem instabilen Zustand befindet.

Aufgrund der höheren Leistungsdichte des Reaktors und der auf die Leistung bezogen geringeren Wasservorräte müssen an den WWER-1000 höhere Anforderungen an die Störfallinstrumentierung, die Leittechnik und Automatisierung als an den WWER-440 gestellt werden.



Cl Clusterposition
 A Anreicherung in % U-235
 (P=Profiliert)
 Nr BE-Nummer



92107-10



Bild 6: Reaktorkern WWER-1000/W-320 (Stendal A)
 Erstbeladung bei 2-Jahreszyklus (Außen-Innen)

Die bisher vorgenommenen Auswertungen von Betriebserfahrungen weisen denn auch auf eine erhöhte Störanfälligkeit des WWER-1000 hin. Alle Betriebstransienten laufen in erheblich kürzeren Zeiten als beim WWER-440 ab. Die Begrenzungseinrichtungen des Reaktorschutzsystems wirken zu langsam, um schnelle Transienten, z. B. eine Störung in der Speisewasserversorgung zügig auszuregeln und das Ansprechen von Schutzaktionen, z. B. eine Reaktorschnellabschaltung, zu verhindern. Im Block 5 des KKW Kozloduy (WWER-1000/W-320) in Bulgarien sind im ersten Betriebsjahr 30 Reaktorschnellabschaltungen erfolgt. Ein großer Teil dieser Abschaltungen ist auf unzureichende Instrumentierung, sowie nicht ausreichende Regelungs- und Begrenzungseinrichtungen zurückzuführen.

Instrumentierung, Qualität und Zuverlässigkeit der Regelungs-, Begrenzungs- und Schutzeinrichtungen sollten für den WWER-1000 deutlich verbessert werden. Für das in Bau befindliche KKW Temelin (WWER-1000) in der CSFR wird der Austausch der gesamten Leittechnik vorgesehen. Für Kernkraftwerke, bei denen das nicht möglich ist, sollten jedoch in jedem Fall folgende Verbesserungen zur Ertüchtigung der Leittechnik vorgenommen werden:

- Austausch, bzw. Ergänzung der Kerninstrumentierung
- Verbesserung der Leistungsregelung, Einführung von Steuerstafahrbegrenzungen (Xenon-Instabilitäten)
- Selbstüberwachung des Sicherheitssteuerungssystems (SUS)
- Verbesserung der Funktionsgruppensteuerungen und Regelungstechnik (Ertüchtigung von Ansteuerungen, Stellungsanzeigen und Endschaltern an Absperrschiebern und Regelventilen)
- Nachrüstung der Störfallinstrumentierung
- Austausch des zu langsamen Blockrechners.

Zur endgültigen Beurteilung von Anlagen des Typs WWER-1000 sind noch weitere Analysen und Nachweise erforderlich. Ausgehend von der vorliegenden Konzeptstudie sollten dabei vor allem Fragen der Betriebsführung und der Betriebssicherheit behandelt werden. Die weiterführenden Untersuchungen sollten sich daher hauptsächlich mit in Betrieb befindlichen Anlagen befassen, für die Auswertungen der vorhandenen Betriebserfahrungen vorgenommen werden können. Liegen ausreichende Vor-

aussetzungen sowohl zur Störfallanalyse als auch zur Auswertung von Betriebserfahrungen vor, sollte in einem weiteren Schritt mit einer probabilistischen Analyse die Ausgewogenheit des Sicherheitskonzepts für den WWER-1000 überprüft werden.

6 Die Sicherheitsbeurteilung für das KKW Kozloduy

In internationaler Zusammenarbeit ist die Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit gemeinsam mit anderen unabhängigen Experten-Institutionen aus Mitgliedsländern der Europäischen Gemeinschaft maßgeblich in mehreren Projekten beteiligt. An einem Beispiel aus der Praxis soll hierzu über die Arbeiten zur Sicherheitsüberprüfung des KKW Kozloduy in Bulgarien und die dabei gemachten Erfahrungen berichtet werden.

In Kozloduy gibt es sechs WWER-Reaktorblöcke, die Blöcke 1 - 4 mit Reaktoren der Baureihe WWER-440/W-230 und die Blöcke 5 und 6 mit den neueren Reaktoren WWER-1000/W-320 (siehe Tabelle 4). Die beiden ältesten Blöcke, die Blöcke 1 und 2 wurden in den 70iger Jahren in Betrieb genommen. Sie sind weitgehend baugleich mit den Blöcken 1 - 4 des KKW Greifswald. Die Blöcke sind seit etwa einem Jahr für Revisionsarbeiten abgeschaltet. Die Blöcke 3 und 4 befinden sich derzeit in Betrieb und werden in diesem Herbst lediglich zum Brennelementwechsel abgeschaltet. In den Blöcken 5 und 6, Block 6 befindet sich noch in der Inbetriebsetzung, sind in jüngster Zeit mehrfach Störungen aufgetreten. So kam es im September 1992, ausgelöst durch einen Kurzschluß in den elektrischen Schaltanlagen von Block 6, zu einem Ausfall der elektrischen Energieversorgung für beide Blöcke. Die Blöcke sind gegenwärtig außer Betrieb.

KKW-Block	Baureihe	Betriebsbeginn
1	WWER-440/W-230	1974
2		1975
3		1980
4		1982
5	WWER-1000/W-320	1988
6		Inbetriebsetzung

Tabelle 4: KKW Kozloduy

Von der Internationalen Atomenergiebehörde (IAEA) in Wien wurde - nicht zuletzt aufgrund deutscher Initiative - eine Sicherheitsüberprüfung für alle noch in Betrieb befindlichen Anlagen der Baureihe WWER-440/W-230 vorgenommen. Insgesamt handelte es sich dabei um 10 Anlagen in Rußland, in der CSFR und in Bulgarien.

Hier ergab im Sommer des vergangenen Jahres die Sicherheitsüberprüfung für die Blöcke 1 - 4 des KKW Kozloduy einen recht negativen Befund [4]. Neben den bekannten Defiziten in der Auslegung wurden vor allem schwere Mängel in der Betriebsführung und in der praktischen Sicherheitssorgfalt festgestellt. Es wurde empfohlen die Blöcke nicht weiter zu betreiben, bevor nicht die gravierenden Mängel beseitigt und die Sicherheitssorgfalt erheblich verbessert worden ist.

Auf einer Sonderkonferenz der IAEA im Juli 1991 wurde hierzu ein Sofortprogramm für die Sicherheit des KKW Kozloduy und zur Unterstützung der bulgarischen Aufsichtsbehörde vereinbart, das von der Europäischen Gemeinschaft finanziert wird.

Industrieseitig sind die Arbeiten für dieses Sofortprogramm von der World Association of Nuclear Operators (WANO) übernommen worden. Mit den Arbeiten zur Unterstützung der bulgarischen Aufsichtsbehörde wurde ein Konsortium unabhängiger Experten-Institutionen aus Mitgliedsstaaten der EG beauftragt. Die Mitglieder dieses Konsortiums sind:

- die Association Vincotte (AVN), Belgien,
- die Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) , Deutschland,
- das Institut de Protection et de Sûreté Nucléaire (IPSN), Frankreich,
- das Nuclear Installation Inspectorate (NII), UK, und
- Atomic Energy Authority - AEA Technology, UK.

Folgende Aufgaben wurden von dem Konsortium übernommen:

- Generelle Unterstützung der bulgarischen Aufsichtsbehörde (Behördenstruktur, Ausbildung, technische Regeln und Richtlinien)
- Bewertung von Betriebsführung, Instandhaltung und Wartung, Qualitätssicherung,
- Sicherheitsbewertung der Anlage.

Das Konsortium begann seine Arbeiten im Oktober 1991.

Zu den älteren, zur Zeit abgeschalteten Blöcken 1 und 2 legte der Betreiber im Dezember 1991 ein mehrstufiges Ertüchtigungsprogramm (sog. Outage Programm) vor, mit dem ein befristeter Weiterbetrieb dieser Blöcke bis etwa 1995 ermöglicht werden soll. Für die jetzige Stillstandsphase waren dabei vom Betreiber hauptsächlich Maßnahmen vorgesehen, mit denen der ursprüngliche Projektzustand der Anlagen wiederhergestellt werden sollte.

Auf Wunsch der bulgarischen Aufsichtsbehörde hat das Konsortium eine ausführliche, fachliche Stellungnahme zum Outage Programm abgegeben. Dabei wurden zu weiten Teilen des Programms Ergänzungen und Änderungen von Prioritäten vorgeschlagen. Insbesondere hat das Konsortium eine Liste von Maßnahmen zusammengestellt, die in jedem Fall vor einer erneuten Wiederinbetriebnahme der Blöcke zu erfüllen sind. Housekeeping Maßnahmen allein, also Maßnahmen, mit denen lediglich der ursprüngliche Projektzustand der Anlagen wiederhergestellt wird, sind nicht ausreichend, um die Blöcke wieder in Betrieb nehmen zu können. Das Konsortium hat daher bereits für die jetzige, erste Revisionsphase auch technische Maßnahmen zur Ertüchtigung der Anlagen vorgeschlagen. Sie betreffen insgesamt etwa 60 Punkte, die in längeren Verhandlungen ausführlich diskutiert und vom Betreiber inhaltlich akzeptiert worden sind. Die Maßnahmen sind aus einer vorangegangenen Sicherheitsbewertung der Blöcke 1 und 2 abgeleitet worden. Einsichten und Ergebnisse der Sicherheitsstudie für die Blöcke 1 - 4 des KKW Greifswald haben dabei eine wichtige Rolle gespielt [1].

Um auch nur annähernd Sicherheitsanforderungen nach internationalem Stand zu erfüllen, wären Nachrüstmaßnahmen erforderlich, die praktisch nicht durchgeführt werden können. Es kommen daher nur Maßnahmen in Betracht, mit denen kurzfristig die Betriebssicherheit verbessert und die Blöcke für eine eng begrenzte Betriebszeit wieder in Betrieb genommen werden können. Besonders wichtig sind dabei präventive Maßnahmen, mit denen die Integrität des Reaktorkühlkreises und seiner Komponenten gewährleistet wird.

Im einzelnen handelt es sich um Maßnahmen

- zur Wiederherstellung des ursprünglichen Auslegungszustandes von Komponenten und Systemen (Housekeeping u. a.)

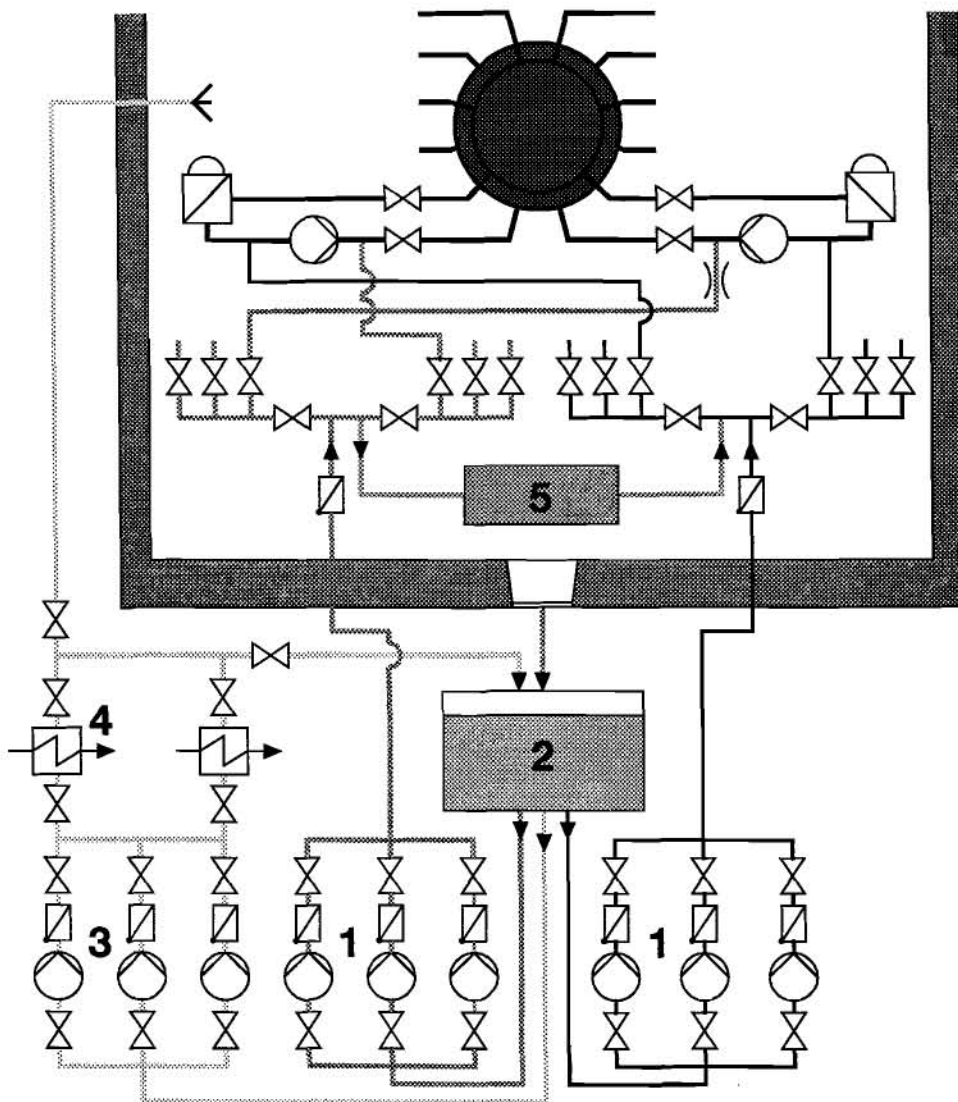
- zu Anforderungen an wiederkehrende Prüfungen
(Integritäts- und Funktionsprüfungen)
- zur Verbesserung der Betriebssicherheit
(z. B. zur Begrenzung von Betriebsstörungen)
- zur Ertüchtigung der Sicherheitssysteme
(Beherrschung der projektierten Auslegungsstörfälle und möglicher aus Betriebsstörungen verursachter Transienten)
- zur Verhinderung von schweren Störfällen
(auslegungsüberschreitende Ereignisabläufe)

Vor einer erneuten Inbetriebnahme der Blöcke sind Verbesserungen in der Betriebsführung und Ertüchtigungen in fast allen Bereichen der Anlage erforderlich. Dort, wo anlagentechnische Verbesserungen kurzfristig nicht möglich sind, sind zumindest kompensatorische Maßnahmen notwendig, mit denen die Betriebssicherheit gewährleistet werden kann.

Art und Umfang der Maßnahmen sollen an einem Beispiel erläutert werden. Bild 7 zeigt den Systemaufbau für das Kern-Notkühlsystem und für das Sprinklersystem. Das Kern-Notkühlsystem besteht aus 2 x 3 Pumpen (insg. 6 x 50 %), die aus einem gemeinsamen Borwasserbehälter über zwei Sammelleitungen mit je sechs Anschlußleitungen kaltseitig in den Reaktorkühlkreis einspeisen. Die Anschlußleitungen (NW 50) enthalten Durchflußbegrenzer der NW 26. In den Leitungen sind von Hand zu betätigende Absperrarmaturen vorhanden. Sie sind bei Leistungsbetrieb offen. Zusätzlich ist in das Bild das Primärkreisreinigungssystem (PKRS) eingetragen. Das System ist über die beiden Sammelleitungen der Pumpenstränge mit dem Notkühlsystem verknüpft. Das PKRS ist ständig in Betrieb.

Bei einem Leck in einer der Anschlußleitungen kommt es zu einem auslegungsüberschreitenden Störfall, da die Handarmaturen nicht sofort geschlossen werden können. Der sich über das Leck einstellende Massenstrom wird aus allen sechs Anschlüssen gespeist, die mit dem betroffenen Sammler verbunden sind. Der Massenstrom über das Leck in einer Rohrleitung der NW 50 ist größer als der, der für den Auslegungsstörfall mit einem Durchflußbegrenzer der NW 32 zugrunde gelegt worden ist.

Würden die Handarmaturen in den Anschlußleitungen durch Rückschlagklappen ersetzt, würde das Leck auf den Querschnitt der in den Anschlußleitungen vorhandenen Durchflußbegrenzer der NW 26 begrenzt. Der Einbau von Rückschlagklappen ist aber nicht ohne weiteres möglich, da die Strömungsrichtung des PKRS auf einem der beiden Sammler der Strömungsrichtung im Notkühlfall entgegengerichtet ist.



- | | |
|---------------------|-------------------------------|
| 1 Kernnotkühlpumpen | 4 Sprinklerkühler |
| 2 Borwasserbehälter | 5 Primärkreisreinigungssystem |
| 3 Sprinklerpumpen | |

92107-03

Bild 7: Kernnotkühlsystem
 KKW Kozloduy, Blöcke 1, 2 (WWER-440/W-230)

Rückschlagklappen können nur eingebaut werden, wenn Notkühlsystem und betriebliches Reinigungssystem vollständig voneinander getrennt werden. Es wären also Änderungen erforderlich, die kurzfristig überhaupt nicht durchgeführt werden können.

Für das Kernnotkühlsystem und das Sprinklersystem wurden eine Reihe von Forderungen zusammengestellt, die vor einer erneuten Wiederinbetriebnahme der Blöcke zu erfüllen sind. Die wichtigsten Forderungen sind:

- Es ist nachzuweisen, daß ein Leck in einer Anschlußleitung (NW 50) des Reaktorkühlkreises vom Notkühlsystem beherrscht wird.
- Die Notkühlpumpen (EP 50) in Block 1 besitzen eine geringe Förderleistung. Sie sind gegen neuere Pumpen (ZG 65) mit höherer Förderleistung, wie in den Blöcken 2 - 4 vorhanden, auszutauschen.
- Die Rücklaufleitung aus dem Gebäudesumpf in den Borwasservorratsbehälter muß vor Verstopfen geschützt werden.
- Die Überwachung des Wasserstandes im Borwasservorratsbehälter ist redundant auszulegen.
- Notkühlpumpen, Sprinklerpumpen, Wärmetauscher des Sprinklersystems und Borwasserbehälter befinden sich in einem gemeinsamen Raum. Es sind Brandschutzmaßnahmen und Überwachungsmaßnahmen gegen eine Überflutung des Raumes vorzusehen.

Die Beispiele zeigen, in welchem Detail die einzelnen Maßnahmen zu spezifizieren sind.

Entsprechende Vorschläge für Verbesserungen wurden ebenso auch für andere Schutz- und Sicherheitssysteme gemacht. Sie betreffen praktisch alle Anlagenbereiche. So werden z. B. im Reaktorschutz einige weitere Anregekriterien für die Reaktorschnellabschaltung für notwendig gehalten, desweiteren eine zusätzliche Möglichkeit zur Notbespeisung der Dampferzeuger. Die Druckhalterstation sollte nachgerüstet werden, um auch im Notfall, z. B. nach einem Erdbeben, die Nachwärmeabfuhr mit primärseitigem Bleed and Feed (Abblasen und Bespeisen) sicherstellen zu können.

Insgesamt betreffen die Empfehlungen

- wiederkehrende Prüfungen der druckführenden Komponenten,
- wiederkehrende Funktionsprüfungen der Sicherheitssysteme,
- Auslegung und Zuverlässigkeit des Notkühlsystems,
- Funktionen und Systeme zur Nachwärmeabfuhr,
- Auslegung und Funktionen der primär- und sekundärseitigen Druckbegrenzungseinrichtungen (Abblase- und Sicherheitsventile),
- elektrische Energieversorgung, Reaktorschutz, Instrumentierung und Regelung,
- Brandschutzmaßnahmen und andere Maßnahmen gegen allgemeine Einwirkungen (Überflutung, Bruchstücke, u. a.).

Im Vergleich zum Sommer 1991 hat sich der Zustand der Anlage sichtlich verbessert. So sind vom Betreiber auch eine Reihe von Maßnahmen durchgeführt worden, bzw. werden derzeit durchgeführt. Informationen über den genauen Stand der Arbeiten sind jedoch lückenhaft. Der Betreiber beabsichtigt zumindest einen der beiden Blöcke in nächster Zeit wieder in Betrieb zu nehmen. Gegenwärtig ist nicht abzusehen, ob die vom Konsortium für notwendig gehaltenen Maßnahmen bis dahin tatsächlich auch erfüllt und realisiert werden können.

7 Zusammenfassung

Die für die WWER-Baulinien am Beispiel der deutschen Referenzanlagen durchgeführten Sicherheitsstudien sind wichtige Voraussetzung und Grundlage der weiterführenden Arbeiten. In den Studien wurden für alle drei Baulinien Defizite in der sicherheitstechnischen Auslegung festgestellt.

Gravierende Mängel bestehen in den Anlagen der Baureihe WWER-440/W-230. Diese Anlagen sind praktisch nicht nachrüstfähig. Sie können allenfalls für eine eng befristete Betriebszeit von einigen wenigen Jahren noch weiterbetrieben werden.

Auslegungsdefizite in Anlagen der Baulinien WWER-440/W-213 und WWER-1000/W-320 können weitgehend mit Nachrüstmaßnahmen behoben werden. Aufgrund seiner höheren Leistungsdichte müssen für den WWER-1000 im Vergleich zum

WWER-440 jedoch höhere Anforderungen an die Ausrüstungen zur Gewährleistung der Betriebssicherheit gestellt werden. Instrumentierung und Leittechnik sind vor allem für den WWER-1000 deutlich zu verbessern.

Die Sicherheitsuntersuchungen für die Kernkraftwerke in Osteuropa erfordern eine internationale Zusammenarbeit. Hier besteht vor allem mit dem französischen Partnerinstitut der GRS, dem IPSN in Paris, eine intensive und enge Kooperation.

Gemeinsam mit dem IPSN und weiteren Partnern aus Mitgliedsländern der Europäischen Gemeinschaft ist eine Sicherheitsüberprüfung für die Blöcke 1 - 4 (WWER-440/W-230) des KKW Kozloduy durchgeführt worden. Dabei wurden für die zur Zeit abgeschalteten Blöcke 1 und 2 eine Reihe von Vorschlägen für Verbesserungsmaßnahmen ausgearbeitet, die vor einer erneuten Wiederinbetriebnahme dieser Blöcke vorgenommen und realisiert werden sollten.

Für die weiterführenden Arbeiten ist eine enge Zusammenarbeit mit den Genehmigungs- und Aufsichtsbehörden der osteuropäischen Länder notwendig. Dabei wird es nicht mehr so sehr um die Aspekte der sicherheitstechnischen Auslegung gehen, sondern hauptsächlich um praktische Fragen der Betriebsführung, der Qualitätssicherung und Betriebssicherheit in den Anlagen selbst. Hier sind sowohl in nationaler Förderung durch den Bundesminister für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit (BMU) als auch in internationaler Förderung durch die Europäische Gemeinschaft verschiedene Arbeitsvorhaben in Zusammenarbeit mit den Genehmigungs- und Aufsichtsbehörden von Rußland, der Ukraine und anderer Staaten Osteuropas begonnen worden.

8 Literatur

- [1] Gesellschaft für Reaktorsicherheit, Sicherheitsbeurteilung des Kernkraftwerks Greifswald, Block 1 - 4
GRS-77, Juni 1990
- [2] Gesellschaft für Reaktorsicherheit, Sicherheitsbeurteilung des Kernkraftwerks Greifswald, Block 5, gemeinsamer deutsch-sowjetischer Bericht,
GRS-88, März 1992
- [3] Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit, Sicherheitstechnische Bewertung des Kernkraftwerks vom Typ WWER-1000/W-320 Stendal A
(in Vorbereitung)
- [4] IAEA-Safety Review Mission Report, Kozloduy, WWER-RD-033

Ergebnisse der SWR-Sicherheitsanalyse

E. Kersting

Kurzfassung

Im Auftrag des BMFT hat die Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) nach Abschluß der Deutschen Risikostudie (DRS-B) für Druckwasserreaktoren erstmals eine Sicherheitsanalyse für Siedewasserreaktoren (SWR) durchgeführt. Referenzanlage ist das Kernkraftwerk Gundremmingen.

Die Sicherheitsanalyse verfolgt insbesondere das Ziel, die Ausgewogenheit der Sicherheitstechnik zu überprüfen, sicherheitstechnische Verbesserungsmöglichkeiten anzuregen und zu bewerten sowie das Potential von anlageninternen Notfallmaßnahmen aufzuzeigen.

In der Sicherheitsanalyse wurden ausgewählte, sicherheitstechnisch relevante Ereignisse untersucht, die zu einer Kernschädigung führen können. Die Untersuchungen konzentrierten sich dabei auf die Anlagentechnik.

Bereits während der Analyse wurden wesentliche Verbesserungen der Anlagentechnik und der Prozeduren zur Störfallbeherrschung angeregt. Diese sind schon zum größten Teil in der Anlage verwirklicht und haben zu einer Erhöhung der Anlagensicherheit geführt. Durch die bereits realisierten und noch vorgesehenen Systemänderungen wird ein insgesamt hohes Sicherheitsniveau erreicht.

Die quantitative Bewertung für alle untersuchten Ereignisse ergibt, daß für die mit den Betriebs- und Sicherheitssystemen nicht beherrschten Ereignisabläufe (Gefährdungszustände) eine Eintrittshäufigkeit von ca. $5 \cdot 10^{-5}/a$ zu erwarten ist, d. h. die Wahrscheinlichkeit liegt bei 1 zu 20 000 pro Jahr und Anlage. Bei der überwiegenden Zahl dieser Fälle steht relativ viel Zeit (mehr als 3 Stunden) für die Durchführung von anlageninternen Notfallmaßnahmen zur Verfügung, wodurch deren Erfolgsaussichten günstig einzuschätzen sind. Solche Maßnahmen wurden jedoch im Rahmen dieser Phase der Untersuchung nicht abschließend bewertet. Nicht berücksichtigt ist bei der

angegebenen Eintrittshäufigkeit ein weiteres zur Zeit im Bau befindliches Sicherheitssystem, das sogenannte zusätzliche Nachwärmeabfuhr- und Einspeisesystem. Bei Berücksichtigung dieses zusätzlichen Sicherheitssystems verringert sich die Eintrittshäufigkeit für nicht beherrschte Ereignisabläufe um etwa das 10fache auf rund 1 zu 200000 pro Anlage und Jahr.

Die SWR-Sicherheitsanalyse zeigte, daß die Einzelergebnisse vielfach von technischen Auslegungsdetails abhängen und anlagenspezifisch sind. Gleichwohl liefern die Untersuchungen konkrete Hinweise auch für die Beurteilung anderer Anlagen, so daß Fragestellungen generischer Art fundiert diskutiert werden können. Durch die Analysen wurden auch Kenntnisdefizite bei speziellen Störfallabläufen aufgezeigt, die weitere Untersuchungen und Entwicklungsarbeiten erforderlich machen.

Insgesamt hat sich die Sicherheitsanalyse mit ihrem systematischen Vorgehen als wertvolles Instrumentarium für die Sicherheitsbewertung und als ein effizientes Mittel zur Identifizierung von Verbesserungsmöglichkeiten erwiesen. Sie liefert ein Beispiel für anwendungsnahe Forschung mit hohem, kurzfristig realisierbarem Nutzen.

1 Ziele, Umfang und Methodik der Sicherheitsanalyse

Die Untersuchungen zur SWR-Sicherheitsanalyse erfolgen im Auftrag des Bundesministers für Forschung und Technologie durch die GRS. Teilaufgaben wurden an den Technischen Überwachungs-Verein Bayern e.V., München, und an König und Heunisch, Beratende Ingenieure, Frankfurt/Main, vergeben.

1.1 Zielsetzung der Untersuchungen

Die SWR-Sicherheitsanalyse hat das Ziel, unter Nutzung von Erkenntnissen aus der Sicherheitsforschung und von Betriebserfahrungen

- die relative Bedeutung von Ereignisabläufen und Sicherheitsfunktionen zu ermitteln,
- die Ausgewogenheit der sicherheitstechnischen Auslegung zu überprüfen,
- sicherheitstechnische Verbesserungsmöglichkeiten anzuregen und zu bewerten sowie
- das Potential von anlageninternen Notfallmaßnahmen aufzuzeigen.

1.2 Umfang der Untersuchungen

In der Sicherheitsanalyse werden ausgewählte, sicherheitstechnisch relevante Ereignisse untersucht, die zu einer Kernschädigung führen können.

Die Untersuchungen konzentrieren sich auf die zur Beherrschung der ausgewählten anlageninternen und externen Ereignisse notwendigen Systeme. In die Bewertung werden alle Betriebs- und Sicherheitssysteme sowie die im Betriebshandbuch vorgesehenen Maßnahmen einbezogen.

Die Analysen berücksichtigen systemtechnische Verbesserungen und Änderungen des Betriebshandbuchs, die vom Betreiber der Anlage bereits realisiert worden sind oder in nächster Zeit durchgeführt werden. Weitere Änderungen, das zusätzliche Nachwärmeabfuhr- und Einspeisesystem und die modifizierte Abfahrkühlleitung, werden getrennt bewertet. Die Untersuchungen umfassen die Ermittlung der von

Betriebs- und Sicherheitssystemen nicht beherrschten Ereignisabläufe (Gefährdungszustände) und ihrer Häufigkeit. Bei derartigen Sicherheitsanalysen wird die Häufigkeit von Ereignissen (z. B. Lecks in Leitungen) und die Wahrscheinlichkeit des Versagens der dann zur Beherrschung erforderlichen Sicherheitseinrichtung ermittelt. Das Versagen solcher Sicherheitseinrichtungen führt zunächst zu einer Gefährdung der Kühlung des Reaktorkerns. Zur Beherrschung solcher Gefährdungszustände bzw. zur Verhinderung von Schadenszuständen können dann noch anlageninterne Notfallmaßnahmen durchgeführt werden, um einen Schadenszustand (z. B. Kernschädigung) zu verhindern. Die Sicherheit der Anlage wird nur bis zur Ebene der Gefährdungszustände beurteilt. Bild 1-1 zeigt die Einordnung von Gefährdungs- bzw. Schadenszuständen.

Das Potential von anlageninternen Notfallmaßnahmen zur Beherrschung von Gefährdungszuständen wird aufgezeigt. Unter Nutzung von Untersuchungen für andere Anlagen erfolgt eine erste Einschätzung zu den Erfolgsaussichten. Hierbei werden diese Maßnahmen nicht bewertet und somit keine Häufigkeiten von Schadenszuständen ermittelt.

Ergebnisse von orientierenden Untersuchungen zu Störfällen außerhalb des Leistungsbetriebs werden diskutiert.

1.3 Methodik

■ Untersuchungsschritte

In der Sicherheitsanalyse werden folgende Schritte zur Untersuchung der relevanten Ereignisabläufe durchgeführt:

- Erfassung der auslösenden Ereignisse und Ermittlung der erwarteten Eintrittshäufigkeit
- Ermittlung der von den Betriebs- und Sicherheitssystemen nicht beherrschten Ereignisabläufe (Gefährdungszustände) und ihrer Häufigkeit
- Aufzeigen des Potentials anlageninterner Notfallmaßnahmen zur Beherrschung der Gefährdungszustände, bzw. zur Verhinderung von Schadenszuständen (z. B. Kernschmelzen).

■ Angewandte Methoden

• Auslösende Ereignisse

Die Auswahl der auslösenden Ereignisse orientiert sich daran,

- ob das Ereignis in der Referenzanlage oder in anderen SWR-Anlagen beobachtet worden ist, oder ob
- mit den durch das Ereignis verursachten Abläufen wichtige Anforderungen an die Sicherheitssysteme und die dabei auftretenden wesentlichen Phänomene erfaßt werden, oder ob
- das Ereignis in anderen Studien als bedeutsam erkannt wurde.

Zur Ermittlung der erwarteten Eintrittshäufigkeit auslösender Ereignisse werden verwendet:

- Anlagenspezifische Informationen für Ereignisse, für die eine ausreichende Datenbasis aus der Betriebserfahrung in der Anlage vorliegt (z. B. Betriebs-transienten).
Beim Notstromfall, der in der Referenzanlage nicht aufgetreten ist und bei dem die Betriebserfahrung aus anderen Anlagen nicht ohne weiteres übertragen werden kann, wurde die Nullfehlerstatistik verwendet.
- Anlagenspezifische und zusätzliche Informationen aus anderen Kernkraftwerken für Ereignisse, für die die anlagenspezifische Betriebserfahrung allein unzureichend war (z. B. kleine Lecks bis 10 cm²).
- Die Methodik der DRS-B für kleine (ab 10 cm²), mittlere und große Lecks in Leitungen.
- Anlagenspezifische und zusätzliche Informationen aus anderen Kernkraftwerken für Ereignisse, für die die anlagenspezifische Betriebserfahrung allein unzureichend war, und Modellvorstellungen (z. B. ATWS, Überflutung, Brand).

- Ereignisablaufanalysen

Ein auslösendes Ereignis kann durch einzelne Funktionen oder Kombinationen von Funktionen verschiedener Sicherheitssysteme (Systemfunktionen) beherrscht werden. Durch welche Kombinationen von Systemfunktionen dieses erreicht werden kann, wird durch thermohydraulische Analysen bestimmt. Dabei wird insbesondere ermittelt, wieviele der mehrfach vorhandenen (redundanten) Systemstränge der einzelnen Sicherheitssysteme erforderlich sind (Mindestanforderung), um eine bestimmte Systemfunktion zu erfüllen. Sind die Mindestanforderungen an die erforderlichen Systemfunktionen nicht erfüllt, so führt der Ereignisablauf zu einem Gefährdungszustand. Gefährdungszustände werden durch charakteristische Merkmale (Anlagenparameter und Zeit bis Eintritt einer Gefährdung) beschrieben.

In Ereignisablaufdiagrammen werden systematisch die Möglichkeiten erfaßt, mit denen auslösende Ereignisse beherrscht werden oder zu einem Gefährdungszustand führen können. Dazu werden Ereignispfade gebildet, die vom auslösenden Ereignis ausgehen und für jede benötigte Systemfunktion einen Verzweigungspunkt enthalten. An diesem teilt sich der Ereignispfad in zwei Pfade auf. Davon ist der eine der Verfügbarkeit, der andere der Nichtverfügbarkeit der Systemfunktion zugeordnet. So ergeben sich viele Pfade, die entweder zu beherrschten Zuständen oder zu Gefährdungszuständen führen.

Im Ereignisablaufdiagramm sind jedem Verzweigungspunkt Wahrscheinlichkeiten zugeordnet. Diese entsprechen der Verfügbarkeit bzw. Nichtverfügbarkeit der zugehörigen Systemfunktion. Es handelt sich dabei um bedingte Wahrscheinlichkeiten, die durch Zuverlässigkeits- (Fehlerbaum-) analysen bestimmt werden.

Damit ergibt sich für jeden Einzelpfad eine Übergangswahrscheinlichkeit vom auslösenden Ereignis zum Gefährdungszustand als Produkt der Verzweigungswahrscheinlichkeiten entlang des Pfades. Die Wahrscheinlichkeit des Übergangs von einem auslösenden Ereignis zu einem bestimmten Gefährdungszustand ergibt sich durch die Addition der Übergangswahrscheinlichkeiten der Einzelpfade, die zu dem gleichen Gefährdungszustand führen.

- Systemanalysen

Um für die Verzweigungen im Ereignisablaufdiagramm Wahrscheinlichkeiten angeben zu können, ist das Ausfallverhalten, d. h. die Nichtverfügbarkeit oder die Ausfallrate von Systemfunktionen, quantitativ zu bewerten. Beobachtungen, aus denen das Ausfallverhalten einer Systemfunktion aus der Betriebserfahrung direkt ermittelt werden kann, sind häufig nicht zahlreich genug, weil aufgrund der hohen Zuverlässigkeit der Systeme in Kernkraftwerken ein Ausfall der Systeme nur selten oder noch nie aufgetreten ist. Dagegen läßt sich meistens das Ausfallverhalten von Komponenten, die in den verschiedensten Systemen vorhanden sind, aus der Betriebserfahrung bestimmen. Deswegen wird das Ausfallverhalten von Systemfunktionen auf das Ausfallverhalten der Komponenten der Systeme zurückgeführt. Dabei werden Fehlhandlungen von Personen wie Ausfälle von Systemfunktionen behandelt.

Für die Ermittlung der Ausfallwahrscheinlichkeit von Systemfunktionen wird die Fehlerbaumanalyse eingesetzt. Bei ihr wird ein unerwünschtes Ereignis (z. B. Ausfall der Kühlung) vorgegeben und nach allen Ausfallursachen gesucht, die zu diesem Ereignis führen. Im allgemeinen ergibt sich dabei eine Vielzahl von Ausfallkombinationen verschiedener Komponenten oder Teilsysteme. Die Fehlerbaumanalyse ermöglicht durch graphische Darstellung eine übersichtliche Behandlung selbst großer Systeme. Dabei lassen sich auch Folgeausfälle, menschliches Fehlverhalten und Common-Cause-Ausfälle berücksichtigen.

Zur Durchführung der Analyse wird für jedes auslösende Ereignis und jeden Gefährdungszustand (Top-Ereignis) ein Gesamtfehlerbaum erstellt, der durch die Struktur des Ereignisablaufdiagramms bestimmt ist. Die numerische Auswertung der Fehlerbäume liefert die mittleren Nichtverfügbarkeiten der Systemfunktionen, die die einzelnen Gefährdungszustände verursachen.

Die ermittelten Zahlenwerte sind Punktwerte, die unter Verwendung der Erwartungswerte der auslösenden Ereignisse und der Zuverlässigkeitsdaten der Komponenten ermittelt wurden. Die Verwendung von Punktwerten ist bei der im Vordergrund stehenden Beurteilung der Ausgewogenheit der sicherheitstechnischen Auslegung sinnvoll, weil es in erster Linie auf Relationen zwischen den ermittelten Zahlen ankommt. Der Vergleich mit Punktwerten aus anderen Studien ist nur unter Vorbehalt möglich, weil keine Unsicherheitsanalyse durchgeführt wurde und deswegen keine abgesicherte

Aussage zur Lage der Punktwerte relativ zu den meistens verwendeten Verteilungskenngrößen Median- und Mittelwert (Mean) gemacht werden kann.

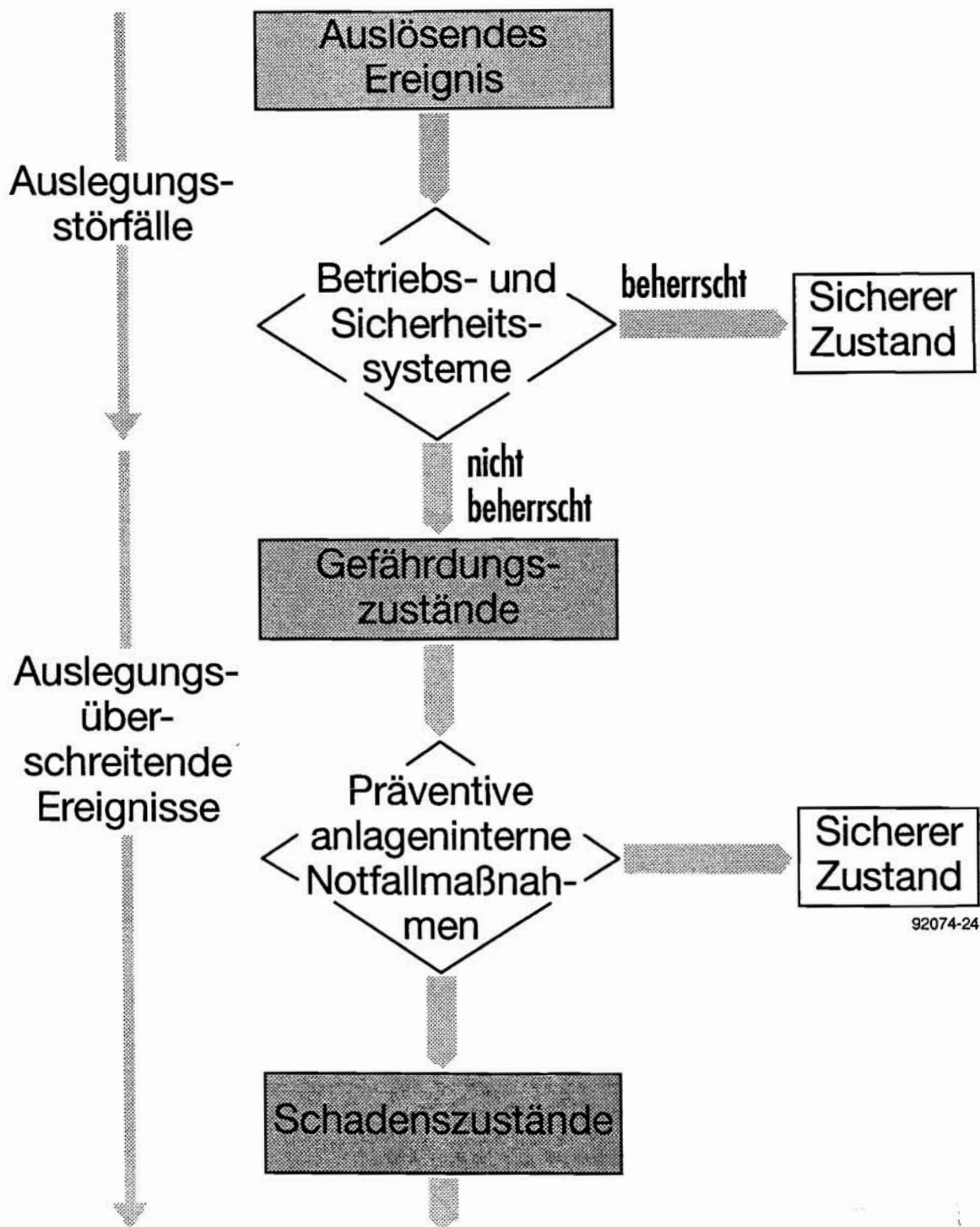


Bild 1-1 Einordnung von Gefährdungs- und Schadenszuständen

2 Kurzbeschreibung der Referenzanlage Gundremmingen

Referenzanlage ist das Kernkraftwerk Gundremmingen (KRB), ein Anlage mit zwei Blöcken, von 1310 MWe (KRB B) und 1308 MWe (KRB C), das zwei nukleare Dampferzeuger mit jeweils einem Siedewasserreaktor der Baulinie 72 besitzt.

Hersteller der Anlage war die Kraftwerk Union AG (KWU). Betreiber sind die RWE Energie AG und die Bayernwerk AG. Die beiden Blöcke wurden unmittelbar neben dem dort von 1966 bis 1980 betriebenen 250-MW-Kernkraftwerk Gundremmingen A errichtet und 1984 (Block B) und 1985 (Block C) an den Betreiber übergeben.

- Aufbau und Funktion

Bild 2-1 veranschaulicht den Aufbau und die Funktion des Reaktorkühlkreislaufes.

Im Reaktorkern (1) wird insbesondere durch die Spaltung des Brennstoffs und durch radioaktiven Zerfall Wärmeenergie freigesetzt, durch die ein Teil des den Reaktorkern durchströmenden Kühlwassers verdampft wird. Der Dampf dient zum Antrieb des Turbogenerators (3, 4, 5) bei einem Druck von ca. 7 MPa. Der aus der Turbine abströmende Dampf wird im Kondensator (8) zu Wasser niedergeschlagen. Das Kondensat wird über eine Reinigungsanlage und eine Vorwärmanlage (10) mit den Kondensatpumpen (9) in den Speisewasserbehälter (11) und mit den Speisewasserpumpen (12) in den Reaktordruckbehälter gefördert. Die Wärmeabfuhr aus dem Kondensator (8) erfolgt über das Hauptkühlwassersystem (14-16). Die Wärme wird zum größten Teil über Kühltürme (16) in die Atmosphäre und zu einem geringen Teil unmittelbar an den Fluß abgegeben.

- Sicherheitsrelevante Systeme

Nachfolgend werden die wesentlichen Sicherheitseinrichtungen kurz beschrieben, ein Überblick wird in Bild 2-2 gegeben.

Das Reaktorschnellabschaltsystem dient zur raschen Unterbrechung der Kettenreaktion und zur Herstellung der Unterkritikalität.

Das nukleare Nachkühlsystem (Bild 2-3) ist dreisträngig aufgebaut. Ein zusätzliches, diversitär aufgebautes Nachwärmeabfuhr- und Einspeisesystem (ZUNA) (Bild 2-4) und eine modifizierte Abfahrkühlleitung auf der Höhe der Speisewasserleitungsstutzen befinden sich derzeit im Bau. Das nukleare Nachkühlsystem umfaßt die Systemfunktionen Hochdruckeinspeisung, Niederdruckeinspeisung und Kondensationskammerkühlen. Es hat unter anderem die Aufgabe, nach Abschaltung des Reaktors auch langfristig die Nachwärme über den nuklearen Zwischenkühlkreis und das nukleare Nebenkühlwassersystem abzuführen. Bei einem Kühlmittelverlust muß es außerdem Wasser in den Reaktorkühlkreislauf nachspeisen.

Die automatische Druckbegrenzung hat die Aufgabe, einen unzulässigen Druckanstieg im Reaktor zu verhindern, wenn die Dampfabgabe vom Reaktor an die Turbine durch eine Absperrung der Dampfleitungen unterbunden ist. Der nach der Schnellabschaltung durch die Nachwärme entstehende Dampf wird über die elf Sicherheits- und Entlastungsventile (S+E-Ventile) bzw. über die drei diversitären Druckbegrenzungsentlastungsventile, die sich an den Frischdampfleitungen innerhalb der Druckkammer befinden, in die mit Wasser gefüllte Kondensationskammer abgeblasen und dort kondensiert.

Die automatische Druckentlastung mit den Entlastungsventilen senkt, z. B. bei niedrigem Füllstand im RDB infolge Ausfalls der Hochdruckeinspeisung, den Druck im Reaktorkühlkreislauf so weit ab, daß mit den Niederdrucksträngen der Nachkühlsysteme die Kernkühlung sichergestellt werden kann.

Das Druckabbausystem (Bild 2-5) baut den beim Bruch einer Dampf- oder Speisewasserleitung innerhalb des Sicherheitsbehälters (SB) entstehenden Druck ab. In diesem Falle strömt der in die Druckkammer austretende Dampf über Kondensationsrohre in die mit Wasser gefüllte Kondensationskammer und kondensiert dort.

Mit den Durchdringungsarmaturen werden, z. B. bei Brüchen in einer Frischdampfleitung außerhalb des Sicherheitsbehälters, die Frischdampfleitungen unmittelbar vor und hinter der Sicherheitsbehälterdurchdringung abgesperrt.

Das Reaktorschutzsystem erfaßt alle sicherheitsrelevanten Meßgrößen und löst bei Erreichen von Grenzwerten Reaktorschutzsignale aus, die automatisch Schutzaktionen einleiten.

Die elektrische Energieversorgung besteht aus dem Eigenbedarfsnetz und dem Notstromsystem. Das Eigenbedarfsnetz versorgt betriebliche und sicherheitstechnisch notwendige Komponenten und Systeme mit elektrischer Energie. Bei Ausfall des Eigenbedarfsnetzes (Notstromfall) werden die sicherheitstechnisch wichtigen Komponenten durch das Notstromsystem versorgt. Dieses erfolgt durch automatische Umschaltung auf die 110-kV-Reserveeinspeisung oder auf die Notstromdiesel.

- Systemänderungen und Änderungen im Betriebshandbuch (BHB)

Wesentliche Systemänderungen und Änderungen im BHB wurden bei den Untersuchungen berücksichtigt. Zum Teil wurden sie durch die Analyse angeregt.

Die folgenden Änderungen wurden vor Abschluß der systemtechnischen Untersuchungen realisiert:

- Direktverbindung Kondensat-/Speisewassersystem (RM/RL):
Nutzung des Kondensatvorrats zur Bespeisung des RDB bei Ausfall der Hauptspeisewasserpumpen
- Betrieb einer Hochdruckpumpe (TH 14) ohne Niederdruckstufe:
Leittechnische Anregung entmascht und eigener Kühlkreis für HD-Pumpe
- Kühlung der Kondensationskammer (KOKA):
Anregung des betrieblichen KOKA-Kühlens über alle Untergruppensteuerungen
- Verkürzung der Blockierungszeit von 30 min auf 5 min für den Reaktorschutz zur Abschaltung der Nachkühlpumpen und Aufrechterhaltung des Kühlmittelinventars innerhalb des SB
- Möglichkeit der Reaktivierung der Speisewasserpumpen bei tiefem Speisewasserfüllstand
- Sicherstellung der Speisewassereinspeisung (RL) bei Ausfall Hauptwärmesenke:
Abschaltung der Bespeisung mit dem RL-System bei ausgefallener Füllstandhaltung der KOKA nur dann, wenn mindestens ein Nachkühlsystem funktioniert.
- Druckentlastung RDB:
Druckentlastung des RDB von Hand bei hoher KOKA-Temperatur (60 °C) nur dann, wenn eine RDB-Einspeisung sichergestellt ist.

Die folgenden Änderungen (Stand 4/92) sind geplant und sollen zu den angegebenen Zeitpunkten in Betrieb genommen werden:

- Bypass-Ventile:
Diversitäre Ventile zur Druckbegrenzung; Inbetriebnahme 1992
- Modifizierte Abfahrkühlleitung:
Zusätzliche Abfahrkühlleitung in Höhe der Speisewasserleitungsstutzen in einem Nachkühlstrang; dadurch Möglichkeit des Abfahrens nach BHB bei Lecks in der Frischdampfleitung innerhalb des Maschinenhauses und Versagen des Durchdringungsabschlusses; Inbetriebnahme 1992
- ZUNA-System:
Diversitäres Nachwärmeabfuhr- und Einspeisesystem; geplante Inbetriebnahme 1994/1995

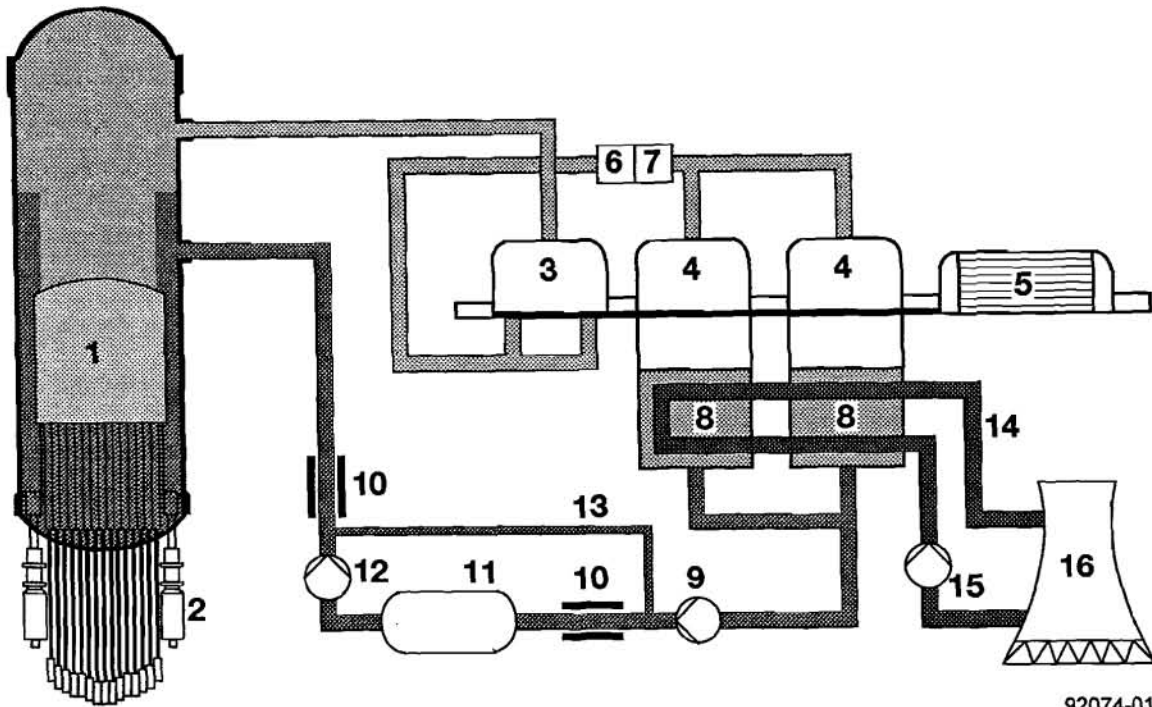
Zur Durchführung von anlageninternen Notfallmaßnahmen nach dem Notfallhandbuch (NHB) sind folgende Änderungen bereits realisiert bzw. vorgesehen:

- Modifizierte Abfahrkühlleitung:
Nutzung der modifizierten Abfahrkühlleitung nach NHB bei Lecks in der Frischdampfleitung innerhalb des Reaktorgebäudes und Versagen des Durchdringungsabschlusses; Inbetriebnahme 1992
- RDB-Einspeisungen; bereits realisiert:
Verstärkte Einspeisung mit Steuerstabspülwasser- und Pumpensperrwassersystem

Einspeisung mit Feuerlöschsystem

Direkteinspeisung von Donauwasser mit dem Nebenkühlwassersystem
- Notstromversorgung:
Querverbindungen von Notstromschienen innerhalb des Blocks und zwischen den Blöcken; bereits realisiert
Zusätzliches Erdkabel zur Versorgung der Notstromschienen; Inbetriebnahme 1992
- Nachwärmeabfuhr:
Gefilterte Druckentlastung des Sicherheitsbehälters; bereits realisiert

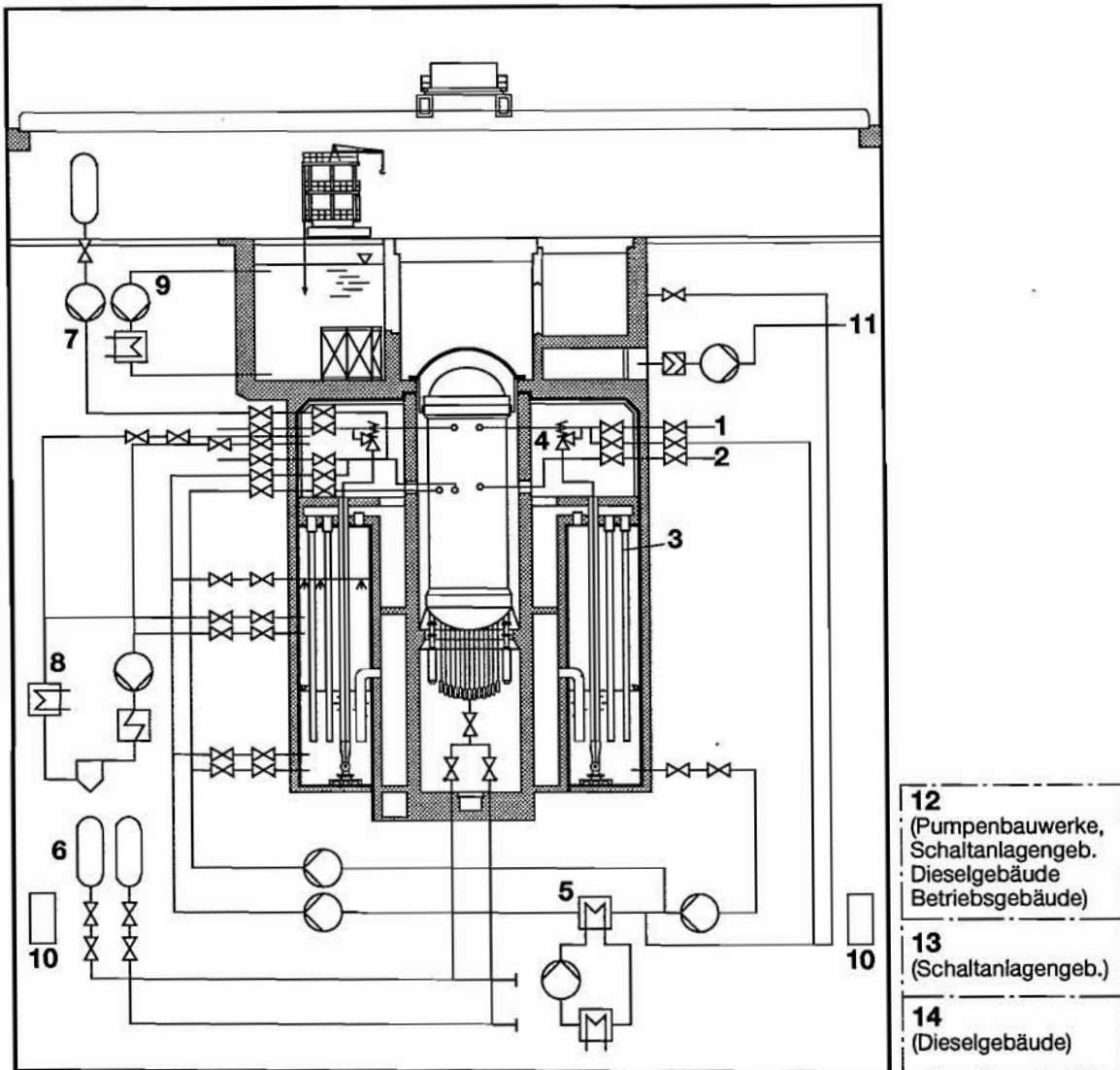
- Schadensbegrenzende Maßnahmen; bereits realisiert:
Gefilterte Druckentlastung des Sicherheitsbehälters
Inertisierung der Kondensationskammer
Filterung der Wartenzuluft



92074-01

- | | |
|-------------------------------|-----------------------------|
| 1 Reaktorkern | 8 Kondensator |
| 2 Hauptkühlmittelpumpen | 9 Kondensatpumpe |
| 3 Hochdruckteil der Turbine | 10 Vorwärmanlage |
| 4 Niederdruckteil der Turbine | 11 Speisewasserbehälter |
| 5 Generator | 12 Speisewasserpumpe |
| 6 Wasserabscheider | 13 RM/RL-Verbindungsleitung |
| 7 Überhitzer | 14 Kühlwasser |
| | 15 Kühlwasserpumpe |
| | 16 Kühlturm |

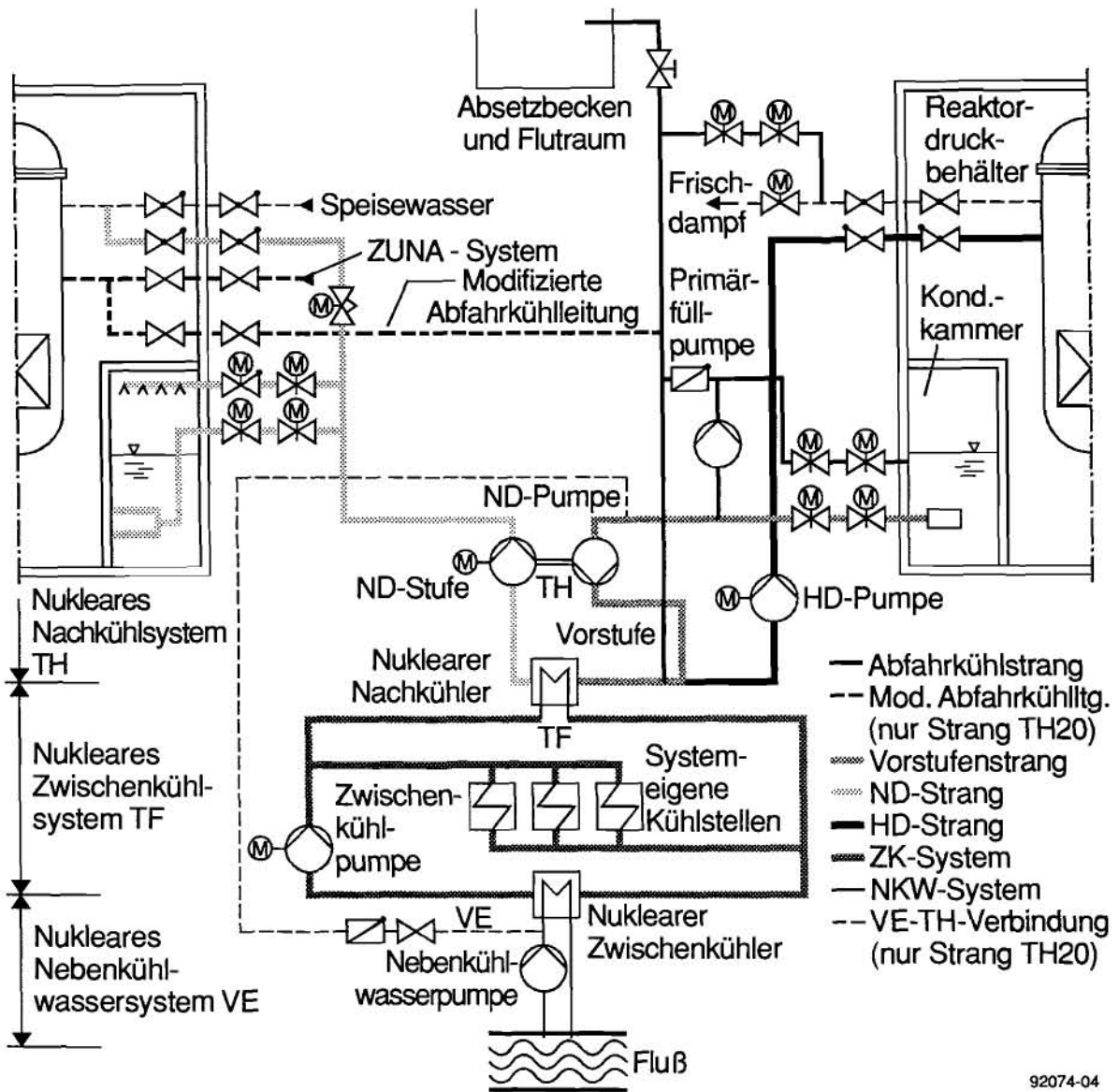
Bild 2-1 SWR, Prinzipschaltbild Reaktorkühlkreislauf



92074-02

- 1 Durchdringungsarmatur Frischdampf
- 2 Durchdringungsarmatur Speisewasser
- 3 Druckabbau-system
- 4 Druckentlastungssystem mit Sicherheits- und Entlastungsventilen
- 5 Nachkühl- mit Zwischenkühl-system
- 6 Schnellabschalt-system
- 7 Vergiftungssystem (Borierung)
- 8 Wasserstoffabbau-system
- 9 Brennelementelagerbecken-Kühl-system
- 10 Reaktorschutz (Teilsteu-erstellen)
- 11 Unterdruckhaltesystem
- 13 Reaktorschutz (Schaltanlagegebäude)
- 14 Notstromdieselanlage

Bild 2-2 KRB II: Sicherheitseinrichtungen



92074-04

Bild 2-3 KRB II: Nukleares Nachkühlsystem

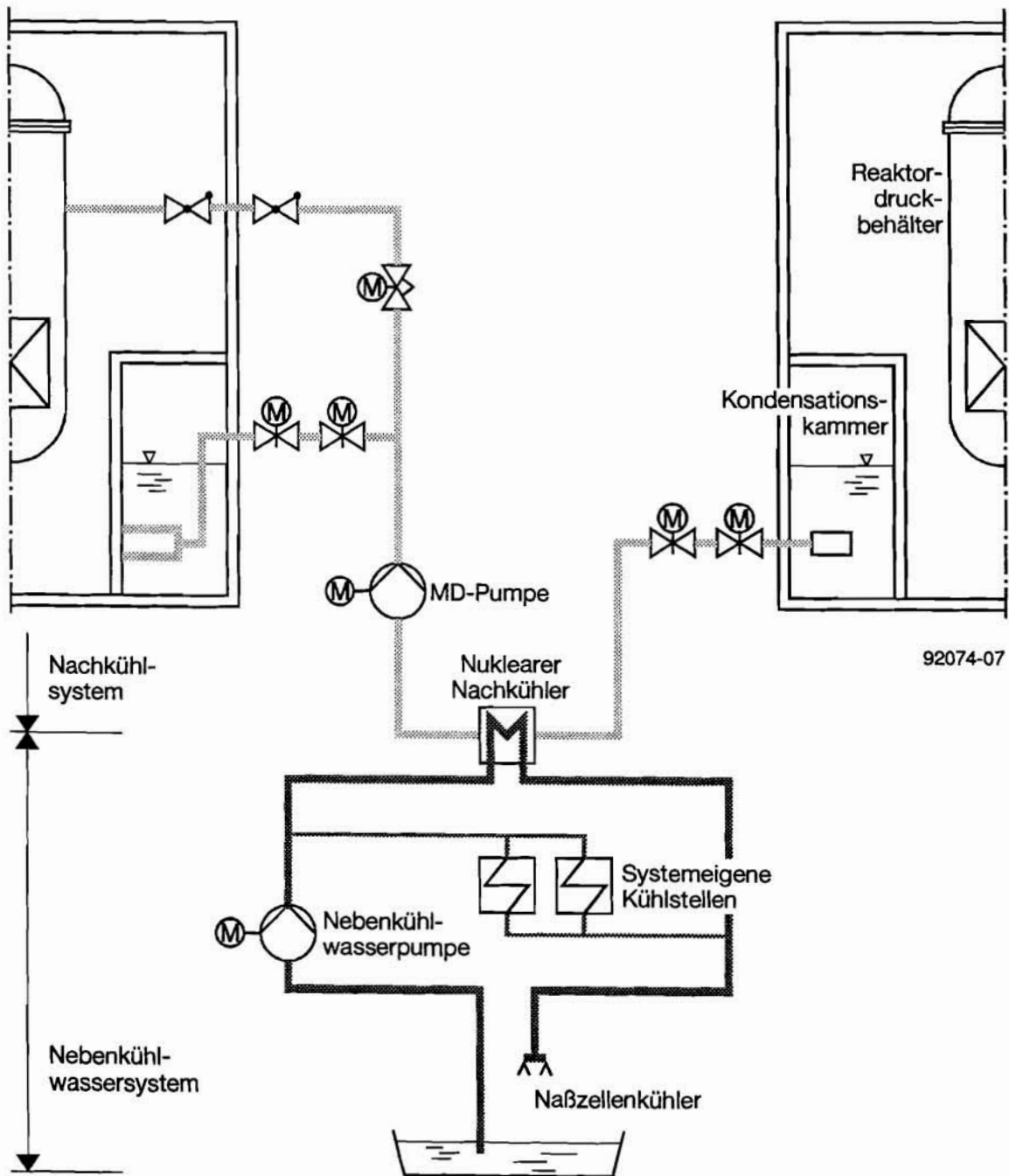
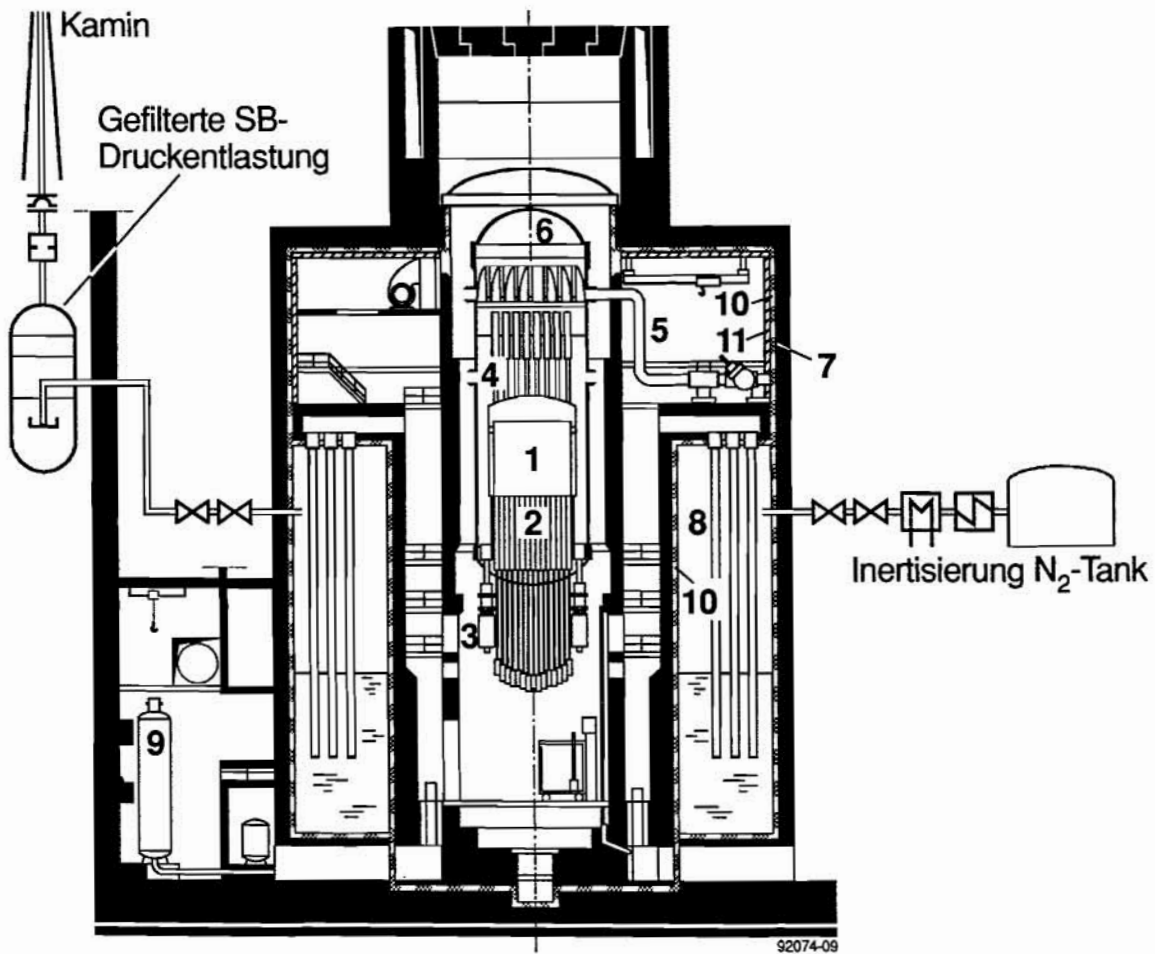


Bild 2-4 KRB II: Diversitäres Nachwärmeabfuhr- und Einspeisesystem (ZUNA)



- | | |
|-------------------------|---------------------------|
| 1 Brennelemente | 7 Sicherheitsumschließung |
| 2 Steuerstäbe | 8 Kondensationskammer |
| 3 Hauptkühlmittelpumpen | 9 Schnellabschalttank |
| 4 Speisewasserstutzen | 10 Liner (Stahldichthaut) |
| 5 Frischdampfleitung | 11 Splitterschutzbeton |
| 6 Reaktordruckbehälter | |

Bild 2-5 KRB II: Längsschnitt des Sicherheitsbehälters mit Druckabbausystem

3 Auslösende Ereignisse

Störungen und Schäden an Komponenten und Anlagenteilen, die Anforderungen von Sicherheitssystemen auslösen, werden als "auslösende Ereignisse" bezeichnet.

In der Analyse wird entsprechend den unter Punkt 1.3 genannten Auswahlkriterien nur eine begrenzte Anzahl auslösender Ereignisse untersucht. Dabei wird unterschieden zwischen anlageninternen Ereignissen sowie übergreifenden anlageninternen und anlagenexternen Ereignissen.

- Eintrittshäufigkeiten auslösender Ereignisse

In Tabelle 3-1 sind die betrachteten auslösenden Ereignisse mit den erwarteten Eintrittshäufigkeiten zusammengestellt.

Die anlageninternen auslösenden Ereignisse sind zu den folgenden Ereignisgruppen zusammengefaßt: Betriebstransienten, Transienten durch Lecks im Nachkühlssystem, Betriebstransienten mit Ausfall der Reaktorschnellabschaltung (ATWS), Lecks innerhalb des Sicherheitsbehälters, Lecks außerhalb des Sicherheitsbehälters.

Brand und anlageninterne Überflutung bilden die Ereignisgruppe "übergreifende anlageninternen Ereignisse", und Erdbeben und Sonstige (Flugzeugabsturz, Hochwasser, Explosionsdruckwelle, Einwirkungen vom Nachbarblock) die "anlagenexternen Ereignisse".

Die erwarteten Eintrittshäufigkeiten von Betriebstransienten werden aus der anlagenspezifischen Betriebserfahrung mit den beiden Blöcken der Anlage (gesamter Beobachtungszeitraum ca. 12 Betriebsjahre) unter Verwendung des Ansatzes von Bayes ohne Vorinformation ermittelt. Für den Notstromfall wird ein Schätzwert anhand der Nullfehlerstatistik zugrunde gelegt.

Die erwartete Eintrittshäufigkeit von Transienten mit Ausfall der Reaktorschnellabschaltung (ATWS) ergibt sich als Produkt der erwarteten Eintrittshäufigkeit der Transienten und der Versagenswahrscheinlichkeit der Reaktorschnellabschaltung in Abhängigkeit von der Anzahl und der Kombination nicht verfügbarer Steuerstäbe. Die

Versagenswahrscheinlichkeit wird unter Verwendung des Binominal Failure Rate (BFR)-Modells auf der Basis nationaler und internationaler Betriebserfahrung ermittelt. Die deutsche Betriebserfahrung mit SWR zeigt Ausfälle im Sammeleinfahren der Steuerstäbe aufgrund mechanischer und elektrischer Ursachen, jedoch ohne Beeinträchtigung der Einschießfunktion. Ausfälle der Stabmechanik beim Einschießen sind in zwei ausländischen Anlagen bei jeweils einem Stab aufgetreten.

Lecks sind in der Referenzanlage nicht beobachtet worden, jedoch in anderen deutschen SWR-Anlagen. Die Häufigkeiten für kleine Lecks bis zu 10 cm² innerhalb des SB wurden auf der Basis der Betriebserfahrungen aller deutschen SWR abgeschätzt. Für die Bestimmung der Häufigkeiten von Lecks > 10 cm² wird hier die in der DRS-B für Druckwasserreaktoren /1/ entwickelte Methodik verwendet. Unter Berücksichtigung der geringen Betriebserfahrung mit deutschen Siedewasserreaktoren ist es jedoch notwendig, in weiterführenden Arbeiten über die Verwertung rein statistischer Daten hinaus auch mögliche Mechanismen der Rißentstehung unter den speziellen Bedingungen der Wasserchemie bei SWR in die methodische Behandlung einzubeziehen. Aufgrund des hohen Qualitätsstandards für Leitungen des Reaktorkühlkreises werden für Lecks > 500 cm² äußerst niedrige Eintrittshäufigkeiten von < 10⁻⁷/a abgeschätzt.

Um die erwartete Eintrittshäufigkeit von Bränden und Zuverlässigkeitsdaten für Brandschutzmaßnahmen zu ermitteln, werden Daten aus Betriebserfahrungen in Kernkraftwerken und konventionellen Kraftwerken herangezogen. Für Brandeintrittshäufigkeiten in verschiedenen Raumbereichen und für Zuverlässigkeitsdaten für Brandschutzmaßnahmen werden generische und anlagenspezifische Werte verwendet. Darüber hinaus werden die Häufigkeit von Ölleckagen ermittelt und die bedingte Zündwahrscheinlichkeit abgeschätzt.

Ein Brand im Steuerstabantriebsraum kann sich auf viele Sicherheitsfunktionen auswirken. Vor allem die Druckentlastungsfunktion und ggf. die RDB-Füllstandsmessung können betroffen sein. Die erwartete Eintrittshäufigkeit des Versagens dieser Funktionen ergibt sich dann aus der Brandeintrittshäufigkeit und der Versagenswahrscheinlichkeit der Brandbekämpfungsmaßnahmen. Für Transienten durch Brand im Sicherheitsbehälter wird eine Eintrittshäufigkeit von < 3 · 10⁻⁵/a abgeschätzt (siehe Kap. 6).

Die erwartete Eintrittshäufigkeit von Überflutungen im Reaktorgebäude wird ermittelt aus der erwarteten Eintrittshäufigkeit für ein großes Leck im nuklearen Nebenkühl-

wassersystem und der bedingten Wahrscheinlichkeit, daß es zu einer Überflutung von Sicherheitssystemen im Reaktorgebäude bei Leistungsbetrieb kommt. Für ein solches auslösendes Ereignis wurde eine Eintrittshäufigkeit von $< 10^{-7}/a$ abgeschätzt.

Für Erdbeben wurden die erwarteten Eintrittshäufigkeiten verschiedener Intensitätsstufen aus seismischen Standortanalysen ermittelt. Daraus ergeben sich erdbebenbedingte Wahrscheinlichkeiten für Schäden am Maschinenhaus und damit obere Schätzwerte für die erwarteten Eintrittshäufigkeiten von größeren Lecks in den Frischdampfleitungen außerhalb des Sicherheitsbehälters.

Die erwartete Eintrittshäufigkeit eines Flugzeugabsturzes auf das Reaktorgebäude wird aus Absturzstatistiken für Militärfahrzeuge mit $< 6 \cdot 10^{-7}/a$ ermittelt. Unter Berücksichtigung der Auslegung des Reaktorgebäudes ergibt sich eine Häufigkeit von $< 3 \cdot 10^{-8}/a$ für die Durchdringung des Reaktorgebäudes infolge eines Flugzeugabsturzes.

Tabelle 3-1 Auslösende Ereignisse und Häufigkeiten

Bezeichnung		Erwartungswert der Häufigkeit/a
Betriebstransienten		
T3	Ausfall der Hauptwärmesenke	0,5
T3T2	Ausfall der Hauptwärmesenke und Ausfall der Hauptspeisewasserversorgung aus gemeinsamer Ursache	0,3
T2	Ausfall der Hauptspeisewasserversorgung	0,2
T5	Überspeisungstransiente	0,2
T6	Fehlfahren eines Turbinen- oder Umleitstellventils	0,2
T4	Offenbleiben eines S+E-Ventils	0,1
T1	Notstromfall	0,04
Transienten durch Lecks im Nachkühlsystem		
T7	Leck im TH-System außerhalb SB	
	Kleines Leck	$\sim 10^{-3}$
	Großes Leck	$< 10^{-4}$
Betriebstransienten mit Ausfall der Reaktorschnellabschaltung (ATWS)		
	Transienten mit Ausfall des hydraulischen Einschießens und des Sammeleinfahrens	$< 10^{-7}$
	Ausfall der Hauptspeisewasserversorgung mit Versagen der Anregung der Reaktorschnellabschaltung	$1,0 \cdot 10^{-6}$
	Transienten mit Druck- und Temperaturabsenkung und mechanischem Versagen von 2 oder 3 benachbarten Steuerstäben infolge abhängigen Ausfalls	$4,0 \cdot 10^{-5}$
	Transienten mit mechanischem Versagen von 4 oder mehr benachbarten Steuerstäben infolge abhängigen Ausfalls	$3,0 \cdot 10^{-5}$
Lecks innerhalb des SB		
LI1-RL	Kleines Leck Speisewasserleitung 5 - 150 cm ²	$3,1 \cdot 10^{-3}$
LI2-RL	Mittleres Leck Speisewasserleitung 150 - 300 cm ²	$9,0 \cdot 10^{-5}$
LI3-RL	Großes Leck Speisewasserleitung > 500 cm ²	$< 10^{-7}$
LI1-FD	Kleines Leck Frischdampfleitung 5 - 50 cm ²	$4,3 \cdot 10^{-3}$
LI3-FD	Großes Leck Frischdampfleitung > 500 cm ²	$< 10^{-7}$
LIB	RDB Bodenleck	nicht ermittelt

Tabelle 3-1 Auslösende Ereignisse und Häufigkeiten (Fortsetzung)

Bezeichnung		Erwartungswert der Häufigkeit/a
Lecks außerhalb des SB		
LA1-RL	Kleines Leck Speisewasserleitung 5 - 150 cm ²	$9,1 \cdot 10^{-3}$
LA3-RL	Großes Leck Speisewasserleitung ≥ 300 cm ²	$3,5 \cdot 10^{-4}$
LA1-FD	Kleines Leck Frischdampfleitung 5 - 50 cm ²	$2,9 \cdot 10^{-3}$
LA2-FD	Mittleres Leck Frischdampfleitung 50 - 300 cm ²	$1,9 \cdot 10^{-4}$
LA3-FD	Großes Leck Frischdampfleitung > 500 cm ²	$< 5 \cdot 10^{-7}$
	Lecks in Anschlußleitungen an den Reaktorkühlkreislauf außerhalb der Absperrarmaturen	nicht ermittelt
Anlageninterne Überflutung		
	Leck des Nebenkühlwassersystems im Reaktorgebäude mit Überflutung von Sicherheitssystemen	$< 10^{-7}$
Brand		
	Transienten durch Brand im SB	$< 3 \cdot 10^{-5}$
Erdbeben		
	Lecks in den Frischdampfleitungen außerhalb des SB durch erdbebenbedingten Einsturz des Maschinenhauses	$< 2,4 \cdot 10^{-3}$
	Erdbebeninduzierte Transienten und Kühlmittelverluststöße innerhalb SB	$< 6 \cdot 10^{-7}$
Sonstige		
	Flugzeugabsturz mit Durchdringung des Reaktorgebäudes	$< 10^{-7}$
	Ereignisse, verursacht durch Hochwasser, Explosionsdruckwelle und Einwirkungen vom Nachbarblock	$< 10^{-7}$

4 Ergebnisse der systemtechnischen Untersuchungen zu anlageninternen Ereignissen

Detaillierte Untersuchungen wurden für Ereignisse während des Leistungsbetriebs durchgeführt. Für die untersuchten auslösenden Ereignisse wurden Ereignisablaufdiagramme erstellt, die als Basis für die Systemanalysen verwendet werden.

Zur Beherrschung eines auslösenden Ereignisses werden Betriebs- oder Sicherheitssysteme benötigt, mit denen

- die Unterkritikalität
- die Kernkühlung und
- die Aktivitätsrückhaltung

sicherzustellen sind.

Die Betriebs- und Sicherheitssysteme haben unterschiedliche Funktionen zu erfüllen, die als Systemfunktionen bezeichnet werden. Diese beinhalten auch Handlungen des Betriebspersonals gemäß BHB. Die Mindestanforderungen an die Systemfunktionen werden durch thermohydraulische und neutronenphysikalische Analysen ermittelt. Sind die Mindestanforderungen nicht erfüllt, so kommt es zu einem Gefährdungszustand. Werden dann keine anlageninternen Notfallmaßnahmen durchgeführt, so führen die Gefährdungszustände zu Schadenszuständen, z. B. Kernschmelzen.

Die Gefährdungszustände sind gekennzeichnet durch charakteristische Anlagenzustände und durch die Zeiten bis zu ihrem Eintritt. Die Anlagenzustände werden folgendermaßen klassifiziert:

- b₁ Die Temperatur des Kondensationskammerwassers überschreitet 150 °C infolge Ausfalls der Nachwärmeabfuhr.
Oberhalb dieser Temperatur ist ein Betrieb der Niederdruckstränge des Nachkühlsystems nicht mehr möglich. Die RDB-Bespeisung ist bis zu diesem Zeitpunkt nicht gefährdet. Durch Aufheizen und teilweises Ausdampfen des Kondensationskammerwassers steigen Druck und Temperatur innerhalb des Sicherheitsbehälter (SB), wodurch dessen Integrität nach ca. 10 h gefährdet wird.

- b₂ Der RDB-Füllstand überschreitet bei ausgefallenem Durchdringungsabschluß und nicht abgeschalteter RDB-Bespeisung die Höhe der Frischdampfleitungen, verbunden mit Folgeversagen der Frischdampfleitung oder der anschließenden Systeme.
Die Ausspeisung des Kühlmittels führt zu einem schnellen Absinken des Füllstandes in der Kondensationskammer und nach frühestens 2 h zu einer Gefährdung der Kernkühlung.
- b₂* Der Normalfüllstand in der Kondensationskammer wird um mehr als 6,5 m unterschritten infolge eines Lecks in einer Frischdampfleitung außerhalb des SB und Ausfalls des DDA und dadurch bedingtem Ausdampfen des Kühlmittels. Bei diesem Anlagenzustand wäre die Kernkühlung frühestens nach zwei Tagen gefährdet.
- b₃ Der RDB-Füllstand erreicht die Kernunterkante infolge Ausfalls der RDB-Bespeisung.
- b₄ Der RDB-Druck überschreitet den 1,3-fachen Auslegungsdruck (ca. 12 MPa) infolge Ausfalls der Druckbegrenzung des Reaktorkühlkreises.

Zur zusätzlichen Kennzeichnung des Anlagenzustandes wird zwischen niedrigem Druck (ND) im RDB, d. h. nach einer Druckentlastung, und hohem Druck (HD) bei Eintritt der Gefährdung unterschieden. Die Gefährdungszustände sind so ausgewählt, daß es für deren Beurteilung keine Rolle spielt, von welchem auslösenden Ereignis der Zustand verursacht wird.

Die quantitativen Ergebnisse der Untersuchungen sind in verschiedenen Tabellen und Bildern zusammengestellt. Im einzelnen enthalten sie Angaben zu erwarteten Häufigkeiten von auslösenden Ereignissen und Gefährdungszuständen sowie zu bedingten Wahrscheinlichkeiten der Ausfälle von Systemfunktionen. Die Zahlenwerte sind Punktwerte, die unter Verwendung der Erwartungswerte der auslösenden Ereignisse und der Zuverlässigkeitsdaten der Komponenten ermittelt wurden. Die Verwendung von Punktwerten ist bei der im Vordergrund stehenden Beurteilung der Ausgewogenheit der sicherheitstechnischen Auslegung sinnvoll, weil es in erster Linie auf Relationen zwischen den ermittelten Zahlen ankommt. Der Vergleich mit Punktwerten aus anderen Studien ist nur unter Vorbehalt möglich, weil keine Unsicherheitsanalyse

durchgeführt wurde und deswegen keine abgesicherte Aussage zur Lage der Punkt-
werte relativ zu den meistens verwendeten Verteilungskenngrößen Median- und Er-
wartungswert (Mean) gemacht werden kann.

Die Durchführung einer aufwendigen Unsicherheitsanalyse erschien nicht gerechtfertigt, weil bisher nur ausgewählte Ereignisse untersucht und einige Phänomene, die Einfluß auf das Ergebnis und dessen Unsicherheit haben können, noch nicht abschließend bewertet wurden. Deshalb ist eine umfassende Unsicherheitsanalyse für die Phase II der Untersuchungen vorgesehen, in der die relevanten phänomenologischen Unsicherheiten eingegrenzt werden sollen.

Für die untersuchten Transienten zeigt die Tabelle 4-1 die Summenhäufigkeit der Gefährdungszustände ohne Berücksichtigung des ZUNA-Systems und die Tabelle 4-2 die Summenhäufigkeit der Gefährdungszustände mit Berücksichtigung des ZUNA-Systems. In der Tabelle 4-3 ist für alle untersuchten Ereignisgruppen die Summenhäufigkeit von Gefährdungszuständen mit und ohne Berücksichtigung des ZUNA-Systems dargestellt. Der Beitrag der verschiedenen Gefährdungszustände ist aus Bild 4-1 ersichtlich.

Die Häufigkeiten einer Gefährdung mit den Anlagenzuständen b_2 bzw. b_2^* bei Transienten und Kühlmittelverluststörfällen innerhalb des Sicherheitsbehälters sind in den Ergebnissen nicht enthalten, da das Verhalten der Frischdampfleitungen und der anschließenden Systeme nach einem Überspeisen des RDB mit Ausfall des Durchdringungsabschlusses (und Wassereintrag in diese Leitungen) nicht bewertet wurde. Für eine belastbare Quantifizierung der Versagenwahrscheinlichkeiten der Frischdampfleitungen und der angrenzenden Systeme sind noch vertiefte anlagenspezifische Untersuchungen erforderlich.

Ohne Berücksichtigung des ZUNA-Systems beträgt der ermittelte Punktwert für die Summe der erwarteten Häufigkeiten der Gefährdungszustände aus anlageninternen auslösenden Ereignissen $5,0 \cdot 10^{-5}/a$. Das Gesamtergebnis wird zu etwa gleichen Teilen durch die Nichtverfügbarkeit der Systemfunktionen Nachwärmeabfuhr (b_1) und RDB-Bespeisung (b_3) bestimmt, wobei ca. 90 % des Ergebnisses auf Ereignisabläufe zurückzuführen sind, die frühestens nach 5 h zu einer Gefährdung führen.

Der Beitrag zur Häufigkeit des Gefährdungszustandes mit der Kategorie b_4 (Möglichkeit des Überdruckversagens) spielt wegen der diversitären Bypassventile für das Ergebnis nur eine untergeordnete Rolle (1 %).

Die Transienten mit Verlust der Hauptwärmesenke (einschließlich Notstromfall und Offenbleiben eines S+E-Ventils) liefern mit ca. 85 % die wichtigsten Beiträge. Die Häufigkeit der Gefährdungszustände für Ereignisse mit Kühlmittelverlust innerhalb oder außerhalb des SB beträgt ca. $1 \cdot 10^{-6}/a$. Sie liefern somit keinen signifikanten Beitrag zur Gesamthäufigkeit der Gefährdungszustände. Bei der Analyse der Kühlmittelverluststörfälle wird davon ausgegangen, daß die Funktion des Nachkühlsystems durch Verschmutzung (z. B. Isolationsmaterial) als Folge des auslösenden Ereignisses nicht beeinträchtigt ist. Derartige Verschmutzungsmöglichkeiten wurden schon bei der Auslegung der Anlage untersucht und als nicht relevant bewertet. Neuere Betriebserfahrungen weisen jedoch auf eine alterungsbedingte Veränderung des Isolationsmaterials hin, die die Gültigkeit der Auslegungsannahmen betreffen könnten. Mögliche Auswirkungen auf die Funktion der Nachkühlssysteme konnten im Rahmen dieser Analyse nicht mehr untersucht werden.

Bei Betriebstransienten mit Versagen der Reaktorschnellabschaltung (ATWS) ist der Ausfall der Reaktorschutz-Auslösung der Reaktorschnellabschaltung (RESA) infolge Versagens der RDB-Füllstandsmessung der relevante Fall. Er führt zu einem Gefährdungszustand der Kategorie b_3 mit einer Eintrittshäufigkeit von $1 \cdot 10^{-6}/a$. Maßgebend dafür ist der Ausfall der Hauptspeisewasserversorgung, bei dem das RESA-Signal nur von der Füllstandsmessung abgeleitet wird. Der Fall kann nur beherrscht werden, wenn vor Beginn einer Kernschädigung (ca. 10 bis 15 min nach Störfallbeginn) eine RESA und eine RDB-Bespeisung von Hand ausgelöst wird. Derartige Handmaßnahmen wurden im Rahmen dieser Analyse nicht berücksichtigt. Bei Betriebstransienten mit mechanischem Versagen von zwei oder mehr benachbarten Steuerstäben können möglicherweise Gefährdungszustände auftreten. Hierzu sind noch detaillierte Untersuchungen erforderlich.

Zusätzliche Beiträge zur Häufigkeit von Gefährdungszuständen würden sich ergeben, wenn es aufgrund einer RDB-Überspeisung und Ausfalls des Durchdringungsabschlusses zum Folgeversagen einer Frischdampfleitung (Anlagenzustand b_2 bzw. b_2^*) käme. Die Größe dieser Beiträge hängt von der bedingten Versagenswahrscheinlich-

keit der Frischdampfleitungen ab. Mit Hilfe der im Zusammenhang mit dem ZUNA-System geplanten, aber bereits 1992 in Betrieb gehenden modifizierten Abfahrkühlleitung können die Kernkühlung und Nachwärmeabfuhr, jedoch nicht der Aktivitätseinschluß sichergestellt werden.

Mit Berücksichtigung des ZUNA-Systems verringert sich die Summe der Häufigkeiten der Gefährdungszustände auf $4,4 \cdot 10^{-6}/a$. Es ergibt sich somit eine Verringerung der Summe der Häufigkeiten der Gefährdungszustände um den Faktor 11. Das ZUNA-System führt zu einer deutlichen Verbesserung der Systemfunktionen Nachwärmeabfuhr (b_1) und RDB-Bespeisung (b_3). Die Häufigkeiten der entsprechenden Gefährdungszustände werden dadurch um den Faktor 40 (b_1) bzw. den Faktor 7 (b_3) reduziert. Bei allen Transienten mit Ausfall der Hauptspeisewasserversorgung und Common-Cause-Ausfällen der Meßwerterfassung für den RDB-Füllstand werden die Häufigkeiten von Gefährdungszuständen der Kategorie b_3 durch Berücksichtigung des ZUNA-Systems nicht verringert, da der Ausfall der Meßwerterfassung derzeit auch zum Ausfall der Signale für die RDB-Einspeisung durch das ZUNA-System führt. Bei einem Notstromfall mit gleichzeitigem Ausfall der Gleichstromversorgung kann ZUNA nicht wirksam werden, da keine Druckentlastung erfolgen kann. Die Häufigkeiten der nicht bewerteten Gefährdungszustände der Kategorie b_2 werden durch das ZUNA-System nicht beeinflusst.

Ohne Berücksichtigung des ZUNA-Systems und der zusätzlichen Abfahrkühlleitung tragen Common-Cause-Ausfälle mit ca. 99 % (im Sinne von Importanz) zur Summenhäufigkeit der Gefährdungszustände bei. Ausfallkombinationen, die ausschließlich Common-Cause-Ausfälle enthalten, liefern einen Beitrag von ca. 80 %. Ca. 60 % der Summenhäufigkeit sind durch das Startversagen aller drei nuklearen Zwischenkühlkreisumpen sowie aller drei nuklearen Nebenkühlwasserpumpen verursacht, die sowohl direkt zur Nachwärmeabfuhr als auch zur Kühlung von Komponenten des Nachkühlsystems verwendet werden. Etwa 20 % des Ergebnisses sind auf Common-Cause-Ausfälle mit zusätzlichen unabhängigen Ausfällen oder/und zusätzlichem Versagen geplanter Handmaßnahmen zurückzuführen.

Durch das diversitär ausgeführte ZUNA-System verringert sich der Anteil an der Summenhäufigkeit der Gefährdungszustände, die ausschließlich auf Common-Cause-Ausfälle zurückzuführen sind, auf ca. 40 %. Von Bedeutung sind hierbei der Common-

Cause-Ausfall der Meßwerterfassung für den RDB-Füllstand beim Ausfall der Hauptspeisewasserversorgung (ATWS) sowie der Common-Cause-Ausfall der 24-Volt-Gleichstromversorgung beim Notstromfall. Dagegen führen die ohne ZUNA dominanten Common-Cause-Ausfälle von Pumpen nicht mehr ausschließlich, sondern nur in Verbindung mit zusätzlichen unabhängigen Ausfällen von Komponenten des ZUNA-Systems zu Gefährdungszuständen der Kategorie b_1 bzw. b_3 .

Bei der Bewertung der Common-Cause-Anteile ist zu berücksichtigen, daß die verwendeten Daten generischer Art sind, weil Methoden zur Ermittlung anlagenspezifischer Daten nicht zur Verfügung standen. Jedoch wurden bei der Überprüfung der Übertragbarkeit die anlagentechnischen Gegebenheiten berücksichtigt.

Der Anteil von menschlichen Fehlhandlungen an den Nichtverfügbarkeiten der Systemfunktionen ist ohne Berücksichtigung des ZUNA-Systems mit ca. 11 % relativ gering, wobei pessimistisch angenommene Wahrscheinlichkeiten für Fehler bei den betrachteten Handmaßnahmen zugrunde gelegt wurden. Zu dem geringen Anteil trägt der hohe Automatisierungsgrad der Anlage wesentlich bei.

Tabelle 4-1 Häufigkeit von Gefährdungszuständen und Nichtverfügbarkeiten der Systemfunktionen für Betriebstransienten ohne Berücksichtigung von ZUNA

Auslösendes Ereignis und Eintrittshäufigkeit		Summe der mittleren Nichtverfügbarkeiten der Systemfunktionen	Summenhäufigkeit von Gefährdungszuständen (H)	
	h 1/a		H 1/a	%
Ausfall der Hauptwärmesenke	0,5	$4,1 \cdot E-5$	$2,0E-5$	40,5
Ausfall der Hauptwärmesenke und Ausfall des Hauptspeisewasser durch gemeinsame Ursache	0,3	$5,1 \cdot E-5$	$1,5E-5$	30,3
Ausfall Hauptspeisewasser	0,2	$2,8 \cdot E-5$	$5,5E-6$	11,0
Offenbleiben eines S+E-Ventils	0,1	$4,1 \cdot E-5$	$4,1E-6$	8,0
Notstromfall	0,04	$8,0 \cdot E-5$	$3,2E-6$	6,4
Betriebstransienten	1,1		$4,8E-5$	96,2

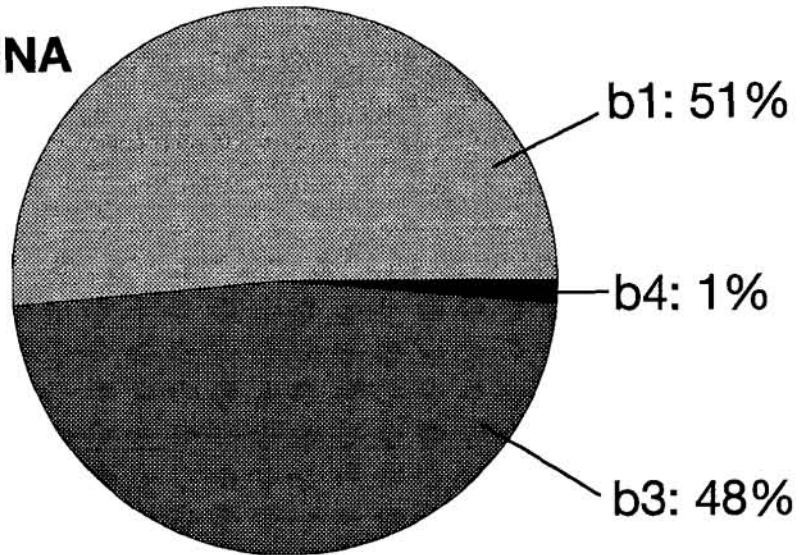
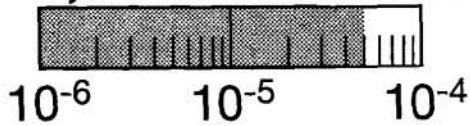
Tabelle 4-2 Häufigkeit von Gefährdungszuständen und Nichtverfügbarkeiten der Systemfunktionen für Betriebstransienten mit Berücksichtigung von ZUNA

Auslösendes Ereignis und Eintrittshäufigkeit		Summe der mittleren Nichtverfügbarkeiten der Systemfunktionen	Summenhäufigkeit von Gefährdungszuständen (H)	
	h 1/a		H 1/a	%
Ausfall der Hauptwärmesenke	0,5	1,6 · E-6	8E-7	18,1
Ausfall der Hauptwärmesenke und Ausfall des Hauptspeisewasser durch gemeinsame Ursache	0,3	3,4 · E-6	1,0E-6	23,1
Ausfall Hauptspeisewasser	0,2	7 · E-7	1E-7	3,2
Offenbleiben eines S+E-Ventils	0,1	1,3 · E-6	1E-7	2,9
Notstromfall	0,04	3,2 · E-5	1,3E-6	29,4
Betriebstransienten	1,1		3,4E-6	76,6

Tabelle 4-3 Häufigkeit von Gefährdungszuständen für alle untersuchten anlageninternen Störfälle ohne und mit Berücksichtigung von ZUNA

Auslösende Ereignisse und Eintrittshäufigkeiten (h)		Summenhäufigkeit von Gefährdungszuständen			
		ohne ZUNA		mit ZUNA	
	h (1/a)	H (1/a)	%	H (1/a)	%
Betriebstransienten	1,1	4,8E-5	96,2	3,4E-6	76,6
Kühlmittelverluststörfälle	1,0E-2	9E-7	1,8	3E-8	0,8
ATWS	1,0E-6	1,0E-6	2,0	1,0E-6	22,6
Anlageninterne Störfälle		5,0E-5	100	4,4E-6	100

$5,0 \cdot 10^{-5}/a$ ohne ZUNA

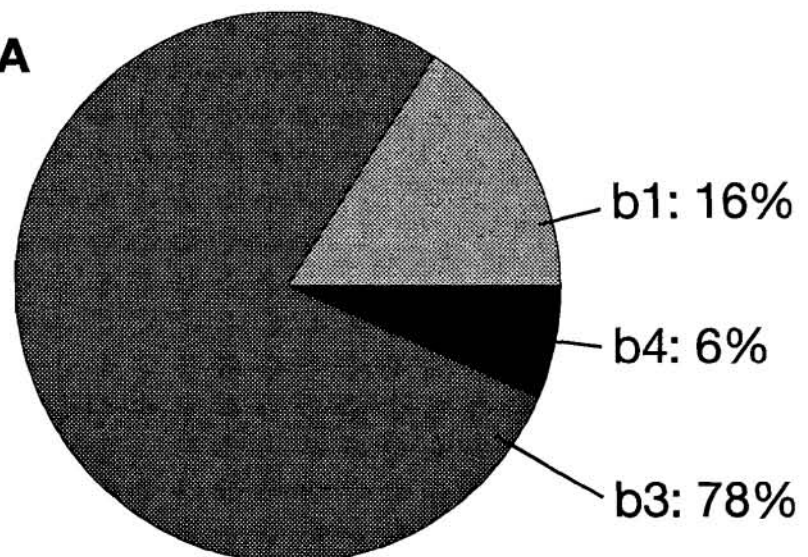
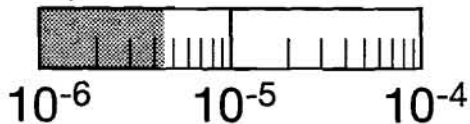


b1: Temperatur in KOKA > 150°C infolge Ausfall
Nachwärmeabfuhr

b3: Kernfreilegung infolge Ausfall RDB-Bespeisung

b4: Druck im RDB > 12 MPa infolge Ausfall
Druckbegrenzung

$4,4 \cdot 10^{-6}/a$ mit ZUNA



92074-23

Bild 4-1 Häufigkeit der Gefährdungszustände ohne und mit ZUNA

5 Anlageninterne Notfallmaßnahmen

Anlageninterne Notfallmaßnahmen umfassen alle Maßnahmen, die in der Anlage ergriffen werden können, um auslegungsüberschreitende Ereignisse frühzeitig und sicher zu erkennen, zu kontrollieren und mit möglichst geringen Auswirkungen zu beenden. Eine wesentliche Grundlage ist die flexible Nutzung der Sicherheits- und Betriebssysteme auch außerhalb ihres auslegungsgemäß vorgesehenen Einsatzgebietes sowie die Verwendung externer Systeme.

Durch präventive anlageninterne Notfallmaßnahmen können bei vielen Ereignisabläufen Gefährdungszustände beherrscht und Schadenszustände verhindert werden. Kommt es beim Versagen solcher Maßnahmen zu einem Schadenszustand, so können noch schadensbegrenzende anlageninterne Notfallmaßnahmen durchgeführt werden.

Präventive anlageninterne Notfallmaßnahmen werden eingeleitet, wenn nach dem Ausfall von Systemfunktionen vorgegebene Anlagenzustände erreicht werden. Diese Maßnahmen sind in der Regel im Notfallhandbuch (NHB) beschrieben.

Die Maßnahmen dienen zur Sicherstellung bzw. Wiederherstellung von

- Unterkritikalität
- RDB-Einspeisung bei hohem Druck, z. B. Reaktivierung des Hauptspeisewassersystems
- RDB-Einspeisung bei niedrigem Druck, z. B. Einspeisen mit mobilen Pumpen
- Wärmeabfuhr
- Aktivitätsrückhaltung und Integrität des SB, z. B. durch gefilterte Druckentlastung (Venting) des SB
- Stromversorgung.

Die Erfolgswahrscheinlichkeiten der beschriebenen Notfallmaßnahmen werden in der Analyse nicht bewertet, da noch umfangreiche Untersuchungen zur Durchführbarkeit und Wirksamkeit der Maßnahmen erforderlich sind.

In mehreren anderen Studien wurden jedoch anlageninterne Notfallmaßnahmen bewertet. Dabei ist allerdings zu berücksichtigen, daß im Ausland die Notfallmaßnahmen Bestandteil von Betriebsvorschriften sind, in denen nicht, wie in Deutschland, zwischen Maßnahmen nach Betriebshandbuch (BHB) und Notfallhandbuch (NHB) unterschieden wird.

Die Bewertung der Versagenswahrscheinlichkeiten von anlageninternen Notfallmaßnahmen in publizierten PSA führt integral zu den in der nachfolgenden Tabelle 5-1 angegebenen Resultaten. Diese Bewertung schließt zum Teil Maßnahmen ein, die in deutschen Anlagen gemäß BHB durchgeführt werden. Dadurch ergibt sich meistens eine numerisch größere Wirksamkeit der Notfallmaßnahmen als in der Deutschen Risikostudie, Phase-B (DRS-B).

Tabelle 5-1 Integrale Bewertung von anlageninternen Notfallmaßnahmen in verschiedenen Studien

Kernschmelzhäufigkeit mit Maßnahmen / Kernschmelzhäufigkeit ohne Maßnahmen					
DWR Surry (NUREG- 1150) /2/	DWR Sequoyah (NUREG- 1150) /2/	SWR Peach Bottom (NUREG- 1150) /2/	DWR-900 (EPS 900) /3/	DWR 1100 MWe (Japan St.) /4/	DWR Biblis B 1300 MWe (DRS-B) /1/
1/23 (0,043)	1/4,7 (0,21)	1/50 (0,02)	1/18 (0,055)	1/26 (0,038)	1/7,5 (0,13)

Die Werte in Tab. 5-1 sind auf die Referenzanlage der SWR-Sicherheitsanalyse nicht ohne weiteres übertragbar. Sie können aber als Orientierung dienen, um die Erfolgsaussichten von AM-Maßnahmen für einige typische Fälle einzuschätzen. Entscheidend dafür sind die Parameter Karenzzeit¹ und Anzahl der durchzuführenden und möglichen Maßnahmen.

¹ Zeitspanne ab Erreichen von Einleitungskriterien für Notfallmaßnahmen bis zum Eintritt eines Gefährdungs- bzw. Schadenszustandes.

Im folgenden werden die zur Durchführung von Notfallmaßnahmen zur Verfügung stehenden Karenzzeiten und mögliche Maßnahmen bei den verschiedenen Gefährdungszuständen diskutiert.

- Temperatur in der Kondensationskammer überschreitet 150 °C infolge Ausfalls der Nachwärmeabfuhr (b_1)

Die ermittelte Häufigkeit von Gefährdungszuständen, bei denen der Anlagenzustand b_1 bestimmend ist, beträgt ohne ZUNA $2,6 \cdot 10^{-5}/a$. Zur Beherrschung des Gefährdungszustandes bzw. zur Verhinderung eines Schadenszustandes muß die Maßnahme Druckentlastung des SB und eine Maßnahme zur RDB-Bespeisung durchgeführt werden. Die Karenzzeit dafür beträgt mindestens 8 h.

- Der RDB-Füllstand überschreitet bei ausgefallenem Durchdringungsabschluß und nicht abgeschalteter RDB-Bespeisung die Höhe der Frischdampfleitungen, verbunden mit Folgeversagen der Frischdampfleitung oder der anschließenden Systeme (b_2).

Die Häufigkeit von Gefährdungszuständen, bei denen der Anlagenzustand b_2 bestimmend ist, wurde nicht ermittelt. Zur Beherrschung des Gefährdungszustandes bzw. zur Verhinderung eines Schadenszustandes muß die RDB-Bespeisung durch Handmaßnahmen unterbrochen werden. Dafür stehen ca. 30 min zur Verfügung. Kann der Durchdringungsabschluß (DDA) durch Handmaßnahmen hergestellt werden, ist die Nachwärmeabfuhr über die Kondensationskammer sicherzustellen. Dafür stehen ca. 100 min ab Unterbrechung der RDB-Bespeisung zur Verfügung. Kann der DDA nicht hergestellt werden, so muß die Nachwärmeabfuhr aus dem RDB unter Nutzung der modifizierten Abfahrkühlleitung innerhalb dieser 100 min sichergestellt werden.

- Der Normalfüllstand in der Kondensationskammer wird um mehr als 6,5 m unterschritten infolge eines Lecks in einer Frischdampfleitung außerhalb des SB und Ausfalls des DDA und dadurch bedingtem Ausdampfen des Kühlmittels (b_2^*).

Zur Beherrschung des Gefährdungszustandes bzw. zur Verhinderung eines Schadenszustandes müssen die Handmaßnahmen zur Wiederherstellung des DDA

oder die Maßnahmen zum Abfahren der Anlage über die Abfahrkühlleitung durchgeführt werden. Die Karenzzeit dafür beträgt mindestens 2 Tage.

- RDB-Füllstand unterschreitet die Kernunterkante infolge Ausfalls der RDB-Bespeisung (b_3).

Die ermittelte Häufigkeit von Gefährdungszuständen, bei denen Maßnahmen zu der Beherrschung bzw. zur Verhinderung von Schadenszuständen innerhalb von 30 - 60 min durchgeführt werden müssen, beträgt ohne ZUNA $4,3 \cdot 10^{-6}/a$. Aufgrund der geringen Zeitspanne bzw. der erschwerten Bedingungen bei der Diagnose (Totalausfall der RDB-Füllstandsmessung) sind für diese Fälle nur geringe Erfolgswahrscheinlichkeiten für die Durchführung von Notfallmaßnahmen zu erwarten. Dies gilt auch für den Notstromfall mit Ausfall der gesamten Gleichstromversorgung ($1,1 \cdot 10^{-6}/a$), bei dem 1 h zur Verfügung steht und ein hoher RDB-Druck vorliegt.

Die ermittelte Häufigkeit von Gefährdungszuständen, bei denen der Anlagenzustand b_3 durch unzureichende Wärmeabfuhr herbeigeführt wird, beträgt ohne ZUNA $1,9 \cdot 10^{-5}/a$. Zur Beherrschung des Gefährdungszustandes bzw. zur Verhinderung eines Schadenszustandes müssen die Maßnahmen zur RDB-Bespeisung sowie die Maßnahmen, die zur Verhinderung eines Anlagenzustandes b_1 erforderlich sind, durchgeführt werden. Die Karenzzeit dafür beträgt mehr als 200 min.

- Der RDB-Druck überschreitet den 1,3-fachen Auslegungsdruck (ca. 12 MPa) infolge Ausfalls der Druckbegrenzung des Reaktorkühlkreises (b_4).

Die ermittelte Häufigkeit von Gefährdungszuständen, bei denen der Anlagenzustand b_4 bestimmend ist, beträgt ohne ZUNA $3 \cdot 10^{-7}/a$. Die Zeitspanne, in der Maßnahmen zur Verhinderung von Schadenszuständen durchgeführt werden müssen, beträgt ca. 10 Minuten. Deswegen werden für diesen Fall keine Notfallmaßnahmen berücksichtigt.

Die Untersuchungen zeigen, daß bei ca. 90 % der Summenhäufigkeit der Gefährdungszustände lange Karenzzeiten und mehrere Möglichkeiten zur Durchführung von

Notfallmaßnahmen vorliegen, also günstige Bedingungen für deren erfolgreiche Durchführung. Bei ca. 10 % der Summenhäufigkeit der Gefährdungszustände mit kurzen Karenzzeiten ist eine geringe Erfolgswahrscheinlichkeit für die Durchführung von Notfallmaßnahmen zu erwarten. Werden für eine orientierende Einschätzung der Erfolgswahrscheinlichkeiten Untersuchungsergebnisse für andere Anlagen herangezogen, ergibt sich ohne Berücksichtigung des ZUNA-Systems für die Summenhäufigkeit von Schadenszuständen aus anlageninternen Ereignissen ein Wert von $< 10^{-5}/a$.

Für eine belastbare quantitative Bewertung der anlageninternen Notfallmaßnahmen sind noch eingehende Untersuchungen zur Wirksamkeit und Durchführbarkeit der Maßnahmen unter Berücksichtigung der Gegebenheiten in der Referenzanlage erforderlich.

6 Ergebnisse der Untersuchungen zu übergreifenden Ereignissen

Dieser Abschnitt befaßt sich mit Ereignissen, durch die größere Bereiche der Anlage redundanz- und systemübergreifend betroffen sein können. Derartige Ereignisse führen entweder zu einer mechanischen und/oder thermischen Beaufschlagung von Strukturen, Komponenten und Systemen oder zu einer Überflutung von Anlagenbereichen.

- Überflutung

Anlageninterne Überflutungen können Transienten auslösen, bei denen die zur Störfallbeherrschung notwendigen Systeme in ihrer Funktion beeinträchtigt werden können.

Die Untersuchungen zeigen, daß bei Lecks des nuklearen Nebenkühlwassersystems im Reaktorgebäude eine Überflutung von Sicherheitseinrichtungen möglich ist. Aufgrund der konsequenten Auslegung der Anlage gegen Überflutungsereignisse ergibt sich eine sehr niedrige Häufigkeit von Gefährdungszuständen. Sie ist kleiner $10^{-7}/a$. Ereignisse mit anlageninterner Überflutung sind somit unbedeutend.

- Brand

Als relevant haben sich Brände innerhalb des Sicherheitsbehälters herausgestellt. Innerhalb des Sicherheitsbehälters gibt es, von Kabelkanälen im Sumpfbereich abgesehen, keine weitere brandschutztechnische Unterteilung. Wesentliche brennbare Materialien sind Kabelisolierungen (ca. 8000 kg), von denen etwa 20 % innerhalb des Steuerstabantriebsraums vorhanden sind, und Schmieröle im Fall einer Leckage der Ölversorgung der Kühlmittelpumpen. Dementsprechend wurden die Ereignisse Kabelbrand und Ölbrand mit induziertem Kabelbrand untersucht.

Zur Ermittlung der Eintrittshäufigkeit für den Kabelbrand wird aufgrund zu geringer Datenbasis für deutsche Anlagen auf generische Daten aus amerikanischen Betriebserfahrungen zurückgegriffen. Danach ist ein Kabelbrand im Sicherheitsbehälter mit einer Häufigkeit von $3 \cdot 10^{-3}/a$ einzuschätzen.

Die Eintrittshäufigkeit einer Ölleckage (Leckrate größer 10 kg/h bis 150 kg/h), von der angenommen wird, daß sie bis zur Ansammlung einer relevanten Ölmenge nicht detektiert wird, wird aufgrund generischer Daten mit einem Erwartungswert von $10^{-3}/a$ abgeschätzt. Größere Leckagemengen stellen aufgrund der geringeren Eintrittshäufigkeit für größere Lecks, der besseren Detektierbarkeit und der damit verbundenen schnellen Absperrung, kein relevantes Einleitungsereignis dar. Unter Berücksichtigung der anlagentechnischen Gegebenheiten wird zur Quantifizierung der Eintrittshäufigkeit eines Ölbrandes die bedingte Zündwahrscheinlichkeit mit kleiner 10^{-2} abgeschätzt. Derzeit wird kein methodischer Ansatz gesehen, diesen Schätzwert anlagenspezifisch zu präzisieren.

Hinsichtlich der möglichen Auswirkungen eines Brandes auf sicherheitstechnisch wichtige Einrichtungen ist der kombinierte Öl-/Kabelbrand aufgrund eines im Vergleich mit einem reinen Kabelbrand schnelleren Temperatur- und Druckanstieges in den einzelnen Raumbereichen des Sicherheitsbehälters von größerer Bedeutung. Es können bei solchen Bränden im Steuerstabantriebsraum Temperaturen von bis zu 1200 °C auftreten. Der kombinierte Öl-/Kabelbrand wurde den weiteren Analysen zugrunde gelegt.

Die Untersuchungen zeigen, daß die Standsicherheit von baulichen Strukturen, des Reaktordruckbehälters und die Integrität der kühlmittelführenden Umschließung sowie der Steuerstabantriebsrohre nicht gefährdet sind. Die Dichtheit des Sicherheitsbehälters unter Berücksichtigung der thermischen Belastungen wurde nicht untersucht.

Maschinentechnische Komponenten können unterschiedlich stark betroffen sein. Eine Beeinträchtigung der in der oberen Druckkammer angeordneten Durchdringungsarmaturen der Frischdampfleitungen, der Rückschlagarmaturen des Hauptspeisewassersystems und des Nachkühlsystems sowie der Sicherheits- und Entlastungsventile hinsichtlich deren automatischer, federbetätigter Funktion ist nicht anzunehmen. Die Ansteuerung dieser Ventile über die magnetisch betätigten Vorsteuerventile könnte allerdings aufgrund thermischen Versagens von Kabeln gefährdet sein.

Nach den Analysen werden in allen Raumbereichen Temperaturen erreicht, die oberhalb der angenommenen Versagenstemperatur (200 °C) von Kabeln liegen. Demzufolge ist grundsätzlich von einem Ausfall aller elektrischen Instrumentierungen auszugehen. Eine Ausnahme ist die Neutronenflußmessung für die Überwachung des Anla-

genzustandes nach einer Reaktorschnellabschaltung aufgrund der getroffenen Brandschutzmaßnahmen an einem Meßkanal. Durch thermische Einwirkung kann auch die RDB-Füllstandsanzeige höhere Füllstände, als sie tatsächlich vorliegen, anzeigen. Die Rechenergebnisse zeigen einen ausreichenden Abstand des brandbedingten Druckaufbaus im SB zum Auslegungswert.

Die Ermittlung der Häufigkeit für die durch Brand verursachten Gefährdungszustände ist mit großen Unsicherheiten verbunden. Die Untersuchungen ergaben eine Eintrittshäufigkeit für Kabelbrände von $3 \cdot 10^{-3}/a$ sowie für Ölbrände eine Eintrittshäufigkeit von $< 10^{-5}/a$, wobei eine bedingte Zündwahrscheinlichkeit von $< 10^{-2}$ verwendet wurde. Für die Ausfallwahrscheinlichkeit der Brandbekämpfung wurde für Ölbrände eine Bandbreite von 1 bis 0,1 und für Kabelbrände von $< 10^{-2}$ abgeschätzt. Bei nicht erfolgreicher Brandbekämpfung werden bei dem Öl-/Kabelbrand Reaktorschutzmaßnahmen durch den brandbedingten Druckaufbau im SB angeregt. Dadurch kommt es zunächst zur automatischen Druckentlastung und im weiteren Verlauf zu einem Druckanstieg wegen brandbedingten Ausfalls der Druckentlastungsfunktion. Ein solcher Ablauf wird beherrscht, wenn die Druckbegrenzung funktioniert und die RDB-Bespeisung bei hohem Druck sichergestellt ist.

Ereignisabläufe und die Randbedingungen zu ihrer Beherrschung sind aufgrund der vielfältigen Ausfallmöglichkeiten der elektrischen Instrumentierungen im Sicherheitsbehälter äußerst schwierig erfaßbar und nur mit großen Unsicherheiten quantifizierbar. Für die Häufigkeit von Gefährdungszuständen, die sich aus Ereignissequenzen bei hohem Druck entwickeln könnten, wird ein Wert von $< 10^{-6}/a$ abgeschätzt. Eine wirksame Maßnahme, Öl-/Kabelbrände im Sicherheitsbehälter während des Leistungsbetriebes praktisch ausschließen zu können, wäre die Inertisierung der Druckkammer. Diese Maßnahme wäre nicht nur wegen der untersuchten Brandszenarien sondern insbesondere im Zusammenhang mit der Vermeidung einer H_2 -Verbrennung infolge schwerer Kernschäden zu diskutieren. Eine Inertisierung des SB wurde bereits bei allen deutschen Kernkraftwerken der SWR-Baulinie 69 sowie bei ausländischen Anlagen mit einem vergleichbaren Sicherheitsbehälter realisiert.

- Erdbeben

Die sicherheitstechnisch wichtigen Komponenten der Anlage sind gegen extrem seltene Erdbeben der Intensitätsstufe 8, das Maschinenhaus gegen Erdbeben der Intensi-

tätstufe 6 ausgelegt. Eine Untersuchung zum Überschreiten von Grenzwerten der Gebäude-Konstruktionen weist als relative Schwachstelle die Auflagekonstruktion der Dachbinder des Maschinenhauses aus. Mit einer Häufigkeit von $2,4 \cdot 10^{-3}/a$ wird die Fließgrenze dieser Konstruktion überschritten. Die auf dieser Basis ermittelte Häufigkeit wurde auch als oberer Schätzwert für die Eintrittshäufigkeit von Lecks in den Frischdampfleitungen infolge erdbebenbedingten Absturzes der Dachkonstruktion des Maschinenhauses zugrundegelegt. Zur genaueren Ermittlung der Häufigkeit für den erdbebenbedingten Absturz der Dachbinder mit Folgelecks der Frischdampfleitungen wären noch weitere Analysen erforderlich.

Die Beherrschung von Lecks in Frischdampfleitungen infolge des Versagens der Dachkonstruktion des Maschinenhauses setzt voraus, daß alle Frischdampfleitungen und die Hilfsdampfleitung durch die Durchdringungsarmaturen isoliert werden. Die Untersuchungen zur Funktionssicherheit der Durchdringungsarmaturen der Frischdampfleitungen (ISO-Ventile) ergeben, daß diese auch bei einer Erdbebenintensität $I = 8$ nicht beeinträchtigt ist. Damit ergibt sich für den Ausfall der Abspermaßnahmen in mindestens einer von fünf Frischdampfleitungen eine bedingte Wahrscheinlichkeit von $1,4 \cdot 10^{-3}/Anforderung$. Der Beitrag zur Eintrittshäufigkeit von Gefährdungszuständen verbunden mit einem Kühlmittelverlust außerhalb des SB ist somit $< 3 \cdot 10^{-6}/a$. Die Kernkühlung und die Nachwärmeabfuhr könnten dann durch Abfahren der Anlage über die modifizierte Abfahrkühlleitung sichergestellt werden. Der Aktivitätseinschluß ist damit jedoch nicht gewährleistet.

- Sonstige externe Ereignisse

Von den anlagenexternen Ereignissen Flugzeugabsturz, Hochwasser, Explosionsdruckwellen und Einwirkungen vom Nachbarblock sind keine relevanten Beiträge zur Häufigkeit von Gefährdungszuständen zu erwarten.

7 Zusammenfassung und Schlußfolgerungen

Im Auftrag des BMFT hat die Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) nach Abschluß der Deutschen Risikostudie (DRS-B) erstmals eine Sicherheitsanalyse für Siedewasserreaktoren (SWR) durchgeführt.

Die Sicherheitsanalyse verfolgt insbesondere das Ziel, die Ausgewogenheit der Sicherheitstechnik zu bewerten, sicherheitstechnische Verbesserungsmöglichkeiten anzuregen und zu bewerten sowie das Potential von anlageninternen Notfallmaßnahmen aufzuzeigen.

In der Sicherheitsanalyse wurden ausgewählte, sicherheitstechnisch relevante Ereignisse untersucht, die zu einer Kernschädigung führen können. Die sehr detailliert durchgeführten Untersuchungen konzentrierten sich dabei auf die Anlagentechnik. Bei derartigen Analysen wird die Häufigkeit von Ereignissen (z. B. Lecks in Leitungen) und die Wahrscheinlichkeit des Versagens der dann zur Beherrschung erforderlichen Sicherheitseinrichtungen ermittelt. Das Versagen solcher Sicherheitseinrichtungen führt zunächst zu einer Gefährdung der Kühlung des Reaktorkerns. Nach Eintritt eines Gefährdungszustandes können noch anlageninterne Notfallmaßnahmen durchgeführt werden, um einen sicheren Zustand wiederherzustellen bzw. einen Schadenszustand (z. B. Kernschäden) zu verhindern. Im Rahmen dieser Analyse erfolgte die Sicherheitsbeurteilung bis zur Ebene der Gefährdungszustände.

Die Untersuchungen berücksichtigen systemtechnische Verbesserungen und Änderungen des Betriebshandbuchs, die vom Betreiber der Anlage bereits realisiert worden sind oder in nächster Zeit durchgeführt werden. Das im Bau befindliche, zusätzliche Nachwärmeabfuhr- und Einspeisesystem (ZUNA-System) und die modifizierte Abfahrkühlleitung wurden getrennt bewertet.

Die quantitative Bewertung für alle untersuchten Ereignisse ergab, daß für die mit den Betriebs- und Sicherheitssystemen nicht beherrschten Ereignisabläufe (Gefährdungszustände) eine Eintrittshäufigkeit von ca. $5 \cdot 10^{-5}/a$ zu erwarten ist, d. h. die Wahrscheinlichkeit liegt bei 1 zu 20 000 pro Anlage und Jahr. Bei der überwiegenden Zahl dieser Fälle steht relativ viel Zeit (mehr als 3 Stunden) für die Durchführung von anlageninternen Notfallmaßnahmen zur Verfügung, wodurch deren Erfolgsaussichten günstig einzuschätzen sind. Solche Maßnahmen wurden jedoch im Rahmen dieser

Phase der Untersuchungen nicht abschließend bewertet. Nicht berücksichtigt ist bei der angegebenen Eintrittshäufigkeit ein weiteres Nachwärmeabfuhr- und Einspeisesystem. Bei der Berücksichtigung dieses zusätzlichen Sicherheitssystems verringert sich die Eintrittshäufigkeit für nicht beherrschte Ereignisabläufe um etwa das 10-fache auf rund 1 zu 200 000 pro Anlage und Jahr.

Bereits während der Analysen wurden wesentliche Verbesserungen der Anlagentechnik und der Prozeduren zur Störfallbeherrschung angeregt. Diese sind zum größten Teil bereits in der Anlage verwirklicht und haben zu einer weiteren Erhöhung der Anlagensicherheit geführt. Durch die bereits realisierten und noch vorgesehenen Systemänderungen wird ein insgesamt hohes Sicherheitsniveau erreicht.

Untersuchungen auf der Basis der vorliegenden Planungsunterlagen für das ZUNA-System zeigen, daß die Eintrittshäufigkeiten von Gefährdungszuständen, die mit dem Ausfall der RDB-Bespeisung und/oder dem Ausfall der Nachwärmeabfuhr verbunden sind, durch dieses System deutlich reduziert werden. Eine weitergehende Verringerung der Häufigkeit von Gefährdungszuständen würde sich ergeben, wenn für das ZUNA-System eine unabhängige und diversitäre Meßwerterfassung des RDB-Füllstands vorhanden und wenn eine RDB-Druckentlastung mit der diversitären ZUNA-Notstromversorgung möglich wäre. Die diversitäre Meßwerterfassung könnte auch die Eintrittshäufigkeit der Überspeisungstransienten und des wichtigsten ATWS-Falls reduzieren.

Durch die SWR-Sicherheitsanalyse wurden auch Kenntnisdefizite aufgezeigt, die weitere Untersuchungen bzw. Entwicklungsarbeiten erforderlich machen. So könnte das Folgeversagen von Frischdampfleitungen oder der anschließenden Systeme bei Überspeisung und Versagen des Durchdringungsabschlusses einen nicht zu vernachlässigenden Beitrag zu den Gefährdungszuständen liefern. Der derzeitige Wissensstand ist jedoch nicht ausreichend, um eine belastbare quantitative Beurteilung der Versagenswahrscheinlichkeit der Frischdampfleitungen und der anschließenden Systeme zu ermöglichen. Hierzu wären noch vertiefte Untersuchungen erforderlich. Bei Verbesserung des Durchdringungsabschlusses (z. B. diversitäre Abschlußarmatur, verbesserte Meßwerterfassung des RDB-Füllstandes) würden Lecks in den Frischdampfleitungen außerhalb des SB infolge Überspeisung keinen signifikanten Beitrag zur Häufigkeit der Gefährdungszustände liefern. Bei Gefährdungszuständen mit Lecks

in der Frischdampfleitung außerhalb des Sicherheitsbehälters können mit Hilfe der modifizierten Abfahrkühlleitung die Nachwärmeabfuhr und Kernkühlung, jedoch nicht der Aktivitätseinschluß sichergestellt werden.

Zu ATWS-Fällen mit mechanischem Versagen von Steuerstäben aufgrund gemeinsamer Ursache, die derzeit als unbedeutend eingestuft werden, wären noch absichernde Analysen zur Wirksamkeit der Nachwärmeabfuhr und des Boriersystems notwendig.

Lecks in Kühlmittleitungen sind in der Referenzanlage nicht beobachtet worden, jedoch in anderen deutschen SWR-Anlagen. Unter Berücksichtigung der relativ geringen Betriebserfahrungen mit deutschen Siedewasserreaktoren wäre es für die Absicherung der Eintrittshäufigkeiten von kleinen Lecks notwendig, in weiterführenden Arbeiten über die Verwendung rein statistischer Daten hinaus auch mögliche Mechanismen der Rißentstehung unter den speziellen Bedingungen der Wasserchemie bei SWR in die methodische Behandlung einzubeziehen.

Weiterhin ergaben die Analysen, daß Ausfälle aus gemeinsamer Ursache (Common-Cause-Ausfälle) sehr hohe Anteile an der Nichtverfügbarkeit der Systeme haben. Große Bedeutung kommt daher der Fortentwicklung der Datenbasis und der eingesetzten Modelle zu. Dazu ist eine fortlaufende und systematische Auswertung von Betriebserfahrungen sowie die Entwicklung von Modellen erforderlich, die die anlagen-spezifisch angewandten Schutzmaßnahmen gegen das Auftreten von Common-Cause-Ausfällen und die Maßnahmen zum frühzeitigen Erkennen sich anbahnender Common-Cause-Ausfälle besser quantitativ erfassen können.

Die Beurteilung menschlicher Zuverlässigkeit wird bei Berücksichtigung der anlageninternen Notfallmaßnahmen von großer Bedeutung sein. Hier besteht Forschungsbedarf, Simulationsmodelle zu entwickeln, mit deren Hilfe menschliche Handlungen, insbesondere im Rahmen von anlageninternen Notfallmaßnahmen, realistisch bewertet werden können.

Verschiedene Anlagenzustände und Ereignisabläufe bei abgeschalteter Anlage wurden einer ersten orientierenden Analyse unterzogen. Dabei zeigte sich, daß aufgrund stillstandsspezifischer Gegebenheiten die Analysen sehr komplex und umfangreich werden können. Daher sind weitere, vertiefte und systematische Untersuchungen not-

wendig, um Ereignisse außerhalb des Leistungsbetriebes umfassend bewerten zu können.

Der abgeschätzte Wert der Eintrittshäufigkeit von Gefährdungszuständen ($< 10^{-6}/a$) aufgrund eines Brandes weist große Unsicherheiten auf. Eine wirksame Maßnahme, einen Brand im Sicherheitsbehälter während des Leistungsbetriebs praktisch ausschließen zu können, wäre die Inertisierung der Druckkammer. Diese Maßnahme wäre nicht nur wegen der untersuchten Brandszenarien sondern insbesondere im Zusammenhang mit der Vermeidung einer H_2 -Verbrennung infolge schwerer Kernschäden zu diskutieren.

Für die Bewertung der Funktion des Sicherheitsbehälters bei Kernschmelzunfällen in einer weitergehenden Analyse (Level-2) ist für Siedewasserreaktoren die Kühlbarkeit der Schmelze, z. B. in einer Wasservorlage, von entscheidender Bedeutung. Dazu ist es erforderlich, Prioritäten für die Planung und Durchführung entsprechender Forschungsvorhaben zu setzen.

Die SWR-Sicherheitsanalyse zeigte, daß die Einzelergebnisse vielfach von technischen Auslegungsdetails abhängen und anlagenspezifisch sind. Gleichwohl liefern die Untersuchungen konkrete Hinweise auch für die Beurteilung anderer Anlagen, so daß Fragestellungen generischer Art fundiert diskutiert werden können.

Mit dieser Sicherheitsanalyse wurde ein Referenzdokument des technischen Wissensstandes über das Anlagenverhalten bei nicht auslegungsgemäß ablaufenden Störfällen in Siedewasserreaktoren und der Analysemethodik erstellt, das für zukünftige probabilistische Sicherheitsanalysen herangezogen werden kann.

Insgesamt hat sich die vorliegende probabilistische Sicherheitsanalyse mit ihrem systematischen Vorgehen und hohem Detaillierungsgrad als wertvolles Instrumentarium für die Sicherheitsbewertung von Siedewasserreaktoren sowie als ein effizientes Mittel zur Erhöhung der Anlagensicherheit erwiesen. Sie liefert damit ein Beispiel für anwendungsnahe Forschung mit hohem, kurzfristig erreichbarem Nutzen.

8 Literatur

- /1/ Deutsche Risikostudie Kernkraftwerke, Phase B, Verlag TÜV Rheinland, Köln, 1990
- /2/ Severe Accident Risks: An Assessment for Five US Nuclear Power Plants, Final Summary Report, NUREG-1150, Vol. 1 and 2, Dec 1990
- /3/ Etude Probabiliste de Sureté des Reacteurs à Eau sous Pression du Palier 900 MWe, Rapport de Synthese, IPSN, April 1990
- /4/ M. Hirano et al.: Recent Results of Level 1 PSA for Nuclear Power Plants in Japan; Proceedings of the OECD/CSNI Workshop on PSA Applications and Limitations, USA, September 1990, NUREG/CR-0115 (1991)

Nutzung von Forschungsergebnissen für neue Reaktoren

K. Wolfert

Parallel zur stetigen Weiterentwicklung des Sicherheitsniveaus der heute in Betrieb befindlichen Reaktoranlagen, wie z. B. der Erweiterung des mehrstufigen Sicherheitskonzepts durch Einbeziehung von anlageninternen Notfallschutzmaßnahmen, wird weltweit an der Entwicklung neuer Reaktorkonzepte gearbeitet.

Hierbei kann auf Betriebserfahrungen wie auch auf Erkenntnisse aus Forschung und Entwicklung aus nahezu drei Jahrzehnten - und dies insbesondere bei einer evolutionären Entwicklung der Technik - zurückgegriffen werden.

Die Nutzung von Forschungsergebnissen für neue Reaktoren wird anhand von Einzelthemen an dem Forschungsschwerpunkt "Transienten- und Unfallablaufanalyse" exemplarisch aufgezeigt.

1 Entwicklungslinien

Die Neuentwicklungen zeichnen sich durch eine Vielfalt neuer Ideen und Lösungswege aus /1/. Hierbei werden zwei Entwicklungslinien oder Mischformen dieser Entwicklungslinien verfolgt.

Die erste Entwicklungslinie, charakterisiert durch den Begriff "Evolutionäre Konzepte", basiert im wesentlichen auf den bisher gewonnenen Betriebserfahrungen und stellt eine gezielte Weiterentwicklung der bisher bewährten Reaktortypen dar.

Die zweite Entwicklungslinie, charakterisiert durch den Begriff "Innovative Konzepte", löst sich von den bisher gebauten Reaktortypen und ist durch völlig neuartige Lösungsansätze gekennzeichnet. Ein gemeinsames Merkmal dieser Konzepte ist der weitgehende Verzicht auf aktive sicherheitstechnische Systeme.

In einen Überlappungsbereich sind Reaktoren einzuordnen, die einerseits auf einer gezielten Weiterentwicklung der bisher bewährten Technik beruhen, andererseits jedoch auch innovative Entwicklungsmerkmale aufweisen.

Evolutionäre Konzepte		
	Innovative Konzepte	
APWR		
System 80 +	AP 600	
ABWR	EPR	PIUS
BWR 90	SBWR	SIR

Bild 1: Einordnung von neuen Reaktorkonzepten

In die Gruppe der "Evolutionären Konzepte" sind z. B. die Druckwasserreaktoren APWR von Westinghouse-Mitsubishi und System 80 + von Combustion-Engineering sowie die Siedewasserreaktoren ABWR von Hitachi-Toshiba-General Electric und BWR 90 von ABB-Atom einzuordnen.

Den "Innovativen Konzepten" sind die Reaktoren PIUS (Process Inherent Ultimate Safety) von ABB sowie SIR (Safety Integral Reactor), eine Entwicklung eines britisch-amerikanischen Konsortiums, zuzuordnen.

In den Überlappungsbereich würde ich den Druckwasserreaktor AP 600 von Westinghouse, den Siedewasserreaktor SBWR von General Electric sowie den Druckwasserreaktor EPR, eine gemeinsame Entwicklung der Firmen Siemens und Framatome, einordnen.

Der Druckwasserreaktor EPR /2/ beinhaltet sowohl eine evolutionäre als auch eine innovative Entwicklungskomponente. Die Weiterentwicklung des nuklearen Dampferzeugungssystems baut auf bewährte Lösungen auf und ist als evolutionärer Entwicklungsschritt einzuordnen. Die Weiterentwicklung des Sicherheitseinschlusses stellt jedoch einen innovativen Schritt in der Reaktorentwicklung dar. Unfälle mit Kernschmelzen werden bei der Auslegung des Sicherheitseinschlusses berücksichtigt.

2 Sicherheitstechnische Zielsetzung

Während bei den technischen Lösungsansätzen zum Teil sehr unterschiedliche Wege beschrrieben werden, besteht weitestgehender Konsens über die sicherheitstechnische Zielsetzung für neue Reaktorkonzepte.

Ausgehend von dem bereits sehr hohen Sicherheitsniveau der Kernreaktoren in den westlichen Industrienationen wird eine weitere Verstärkung des Schutzes gegen die Ausbreitung radioaktiver Substanzen im Falle eines schweren Unfalles mit Kernzerstörung und Kernschmelze gefordert. Neben einem unfallfreien Betrieb der bereits laufenden Anlagen stellt dies sicherlich einen wichtigen Beitrag dar, um die Akzeptanz für die Kernenergie zu erhöhen.

Die sicherheitstechnische Zielsetzung an neue Reaktorkonzepte kann wie folgt zusammengefaßt werden /3, 4/.

- **Im Vergleich zu den besten heutigen Anlagen ist die Kernschmelzhäufigkeit weiter zu verringern.** Die Präventivebene ist weiter zu stärken.
- **Bei Unfällen mit Kernschmelzen sind die radiologischen Auswirkungen so zu begrenzen, daß die technische Notwendigkeit für eine Evakuierung entfällt und eine langfristige großflächige Landkontamination praktisch ausgeschlossen ist.** Die Funktion des Sicherheitsbehälters ist zu verstärken. Unfälle mit Kernschmelzen sind bereits bei der Auslegung des Sicherheitsbehälters zu berücksichtigen.

3 Grundlagen für die Neu- bzw. Weiterentwicklung von Reaktoren

Bei der Entwicklung neuer Reaktoren kann - und dies insbesondere bei einer evolutionären Entwicklung der Technik- auf eine langjährige Betriebserfahrung und auf Erkenntnisse aus Forschungs- und Entwicklungsprogrammen zurückgegriffen werden.

Nachfolgend wird aus den Schwerpunktthemen

- Komponentensicherheit und Qualitätssicherung,
- Transienten- und Unfallablaufanalyse,

- Mensch-Maschine Kommunikation und
- Risiko- und Zuverlässigkeit

des Reaktorsicherheitsforschungsprogramms des Bundesministers für Forschung und Technologie der Bereich "Transienten und Unfallablaufanalyse" herausgegriffen und für den Druckwasserreaktor anhand der Einzelthemen "Nachwärmeabfuhr über die Sekundärseite", "Primärseitige Kühlmittelergänzung und Kernkühlung" sowie "Wasserstoffverhalten bei schweren Störfällen" der Nutzen von Forschungsergebnissen für neue Reaktoren exemplarisch aufgezeigt.

4 Untersuchungen zum Forschungsschwerpunkt "Transienten und Unfallanalyse"

Zum Thema "Transienten und Unfallablaufanalyse" werden seit mehr als zwei Jahrzehnten umfangreiche Forschungsvorhaben durchgeführt. Die Arbeiten umfassen sowohl Untersuchungen zur Schadensverhütung als auch Untersuchungen zu schadenseindämmenden Maßnahmen. Die Forschungsvorhaben betreffen das nukleare Dampferzeugungssystem und den Sicherheitseinschluß. Es wird auf experimentellen und analytischen Gebieten gearbeitet.

Mit Hilfe von Experimenten erhalten wir fundierte Kenntnisse über physikalische Phänomene und ein besseres Wissen über Stör- und Unfallabläufe. Einzelphänomene, wie z. B. das Dehn- und Berstverhalten der Brennstabhüllen unter Störfallbedingungen oder die während eines Störfalles auftretenden Strömungs- und Wärmeübergangsbereiche werden anhand von Einzeleffektexperimenten untersucht. Das Gesamtverhalten eines Systems, gekennzeichnet durch eine vielseitige Wechselbeziehung zwischen Einzelphänomenen und Einzelkomponenten, wird mit Hilfe von Integralexperimenten untersucht.

Zur analytischen Störfall- und Unfallsimulation von Realanlagen werden, aufbauend auf den experimentell gewonnenen Befunden, Rechenprogramme entwickelt. Die Validierung der Rechenprogramme erfolgt im wesentlichen anhand der Voraus- und Nachrechnung von Einzeleffekt- und Integraltests. Thermohydraulik-Systemprogramme werden zusätzlich durch die Nachrechnung von Inbetriebnahmeversuchen oder von aufgetretenen Störfällen qualifiziert.

Nachwärmeabfuhr über die Sekundärseite, Primärseitige Kühlmittelergänzung und Kernkühlung

In Bild 2 sind - aufgeschlüsselt für die Themenkreise "Nachwärmeabfuhr über die Sekundärseite" und "Primärseitige Kühlmittelergänzung und Kernkühlung" - die wichtigsten experimentellen Untersuchungsvorhaben des Reaktorsicherheitsforschungsprogramms aufgeführt.

Themenkreis	Phänomen/ Sicherheitstechnische Maßnahme	Experimentelle Untersuchungsprogramme			
		LOBI	PKL	HDR	UPTF/ TRAM
Nachwärmeabfuhr über Sekundärseite	Ein- und zweiphasiger Naturumlauf				
	Reflux Condenser Mode				
Primärseitige Kühlmittelergänzung/ Kernkühlung	Sicherheitseinspeisung				
	Druckspeichereinspeisung				
	Niederdruckeinspeisung				

Untersuchungen zum Systemverhalten
 Untersuchungen zum Einfluß der Druckskaliierung
 Untersuchungen zum Einfluß der geometrischen Skalierung

Bild 2: Experimentelle Untersuchungsprogramme zu den Themenkreisen "Nachwärmeabfuhr über Sekundärseite" und "Primärseitige Kühlmittelergänzung und Kernkühlung"

Aus der Darstellung wird deutlich, daß die den Themenkreisen zugeordneten Phänomene bzw. sicherheitstechnischen Maßnahmen in mehreren aufeinander abgestimmten Forschungsvorhaben untersucht wurden.

In den Versuchsanlagen LOBI /5/ und PKL /6/ wurde das Systemverhalten eines Druckwasserreaktors untersucht. In beiden Versuchsanlagen wird die Primär- und Sekundärseite eines 1300 MWe Druckwasserreaktors mit U-Rohr-Dampferzeugern im verkleinerten Volumenmaßstab nachgebildet (Volumenmaßstab LOBI 1:714, PKL 1:145). Es wurden sowohl Experimente zur Untersuchung von Auslegungsstörfällen als auch Experimente zur Untersuchung von Störfällen im auslegungsüberschreitenden

den Bereich mit Einbeziehung von Maßnahmen des präventiven anlageninternen Notfallschutzes durchgeführt. Aufgrund der verkleinerten Systemdarstellung in den Experimentalanlagen ist jedoch bei der Übertragbarkeit der Versuchsergebnisse auf die Großanlage zu überprüfen, inwieweit hierbei Skalierungseinflüsse zu berücksichtigen sind.

In der HDR-Anlage /7/ wurden spezielle Experimente zur Thermohydraulik der Sicherheitseinspeisung gefahren. Die an der HDR-Anlage verfügbare Kühlmittelleitung mit einem Nenndurchmesser von 200 mm und die Variation des Versuchsdruckes bis zum zulässigen Betriebsdruck von 7.0 MPa erbrachten wichtige Hinweise über den Einfluß des Systemdruckes auf die Ausbildung von Strömungsbereichen und den Ablauf von Kondensationsvorgängen.

Fragen, inwieweit die geometrische Skalierung die Ausbildung von Phänomenen und den Ablauf von Störfällen beeinflusst, werden durch Experimente an der UPTF Anlage /8/ in Mannheim beantwortet. UPTF ist eine Versuchsanlage mit einer Darstellung des oberen Plenums, des Ringraums und der Hauptkühlmittelleitungen in Originalgröße eines 1300 MWe Druckwasserreaktors. Der maximale Systemdruck dieser Anlage beträgt 2.0 MPa. Ziel eines ersten Versuchsprogramms war die Klärung großräumiger mehrdimensionaler Strömungsphänomene, die Klärung von Strömungszuständen in der Geometrie der Hauptkühlmittelleitungen eines Kernreaktors sowie die Ermittlung der Wirksamkeit unterschiedlicher Notkühlsysteme. Spezielle Fragen zum Themenkreis "Anlageninterner Notfallschutz" werden seit 1991 im Rahmen des laufenden Vorhabens "TRAM" /9/ untersucht.

Die bisher durchgeführten Versuche an der UPTF-Anlage trugen wesentlich zu einem besseren Verständnis der aufgeführten Phänomene und sicherheitstechnischen Maßnahmen bei. Dies soll am Beispiel des Phänomens "Reflux Condenser Mode" näher erläutert werden.

Der Reflux Condenser Mode stellt bei abgesenktem Kernwasserstand eine sehr effiziente Form des Wärmetransports vom Kern zur Sekundärseite des Dampferzeugers dar und ist daher für den Auslegungsstörfall "Kleines Leck" und für auslegungsüberschreitende Störfälle, z. B. "Ausfall der gesamten Wechselstromversorgung", von großer sicherheitstechnischer Bedeutung.

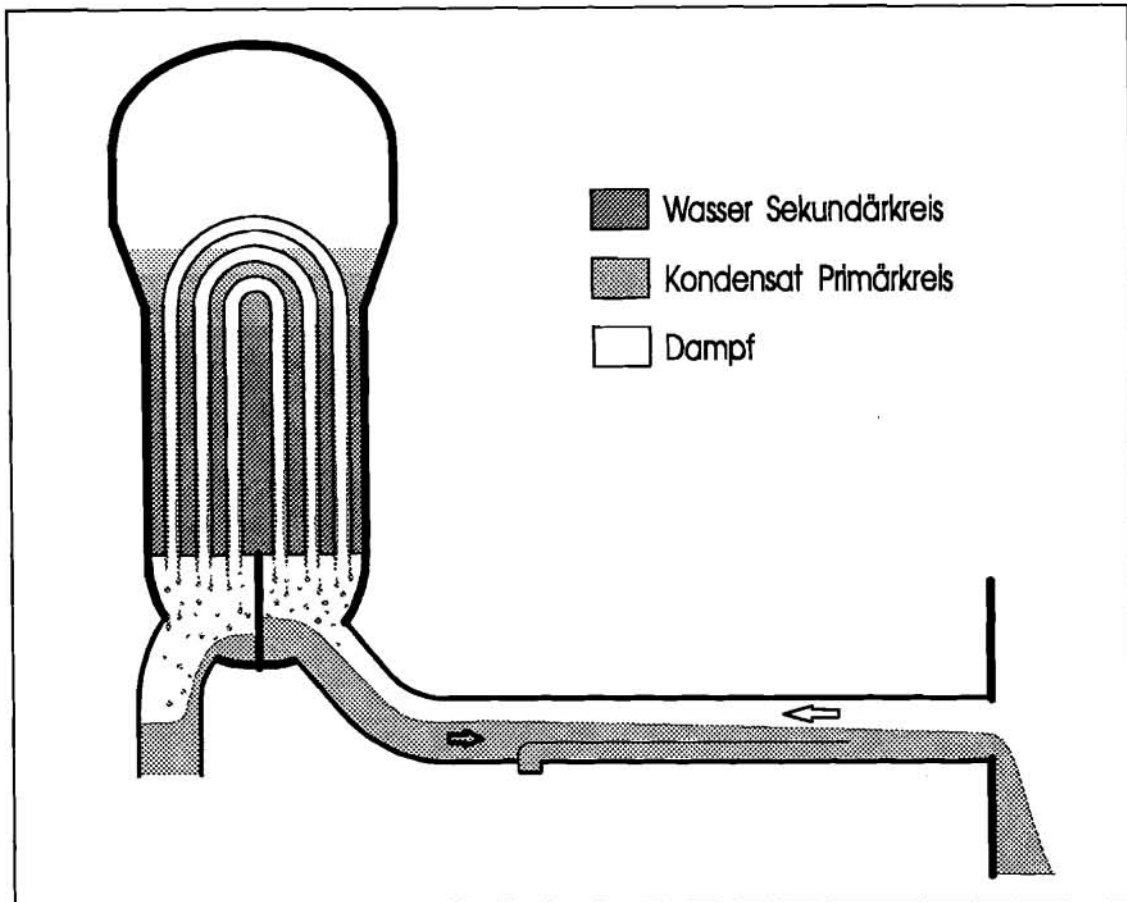


Bild 3: Strömungsphänomene beim Reflux-Condenser-Betrieb

In Bild 3 ist der Reflux Condenser Mode schematisch dargestellt. Beim Reflux Condenser Mode strömt der im Kern erzeugte Dampf zum Dampferzeuger, kondensiert dort und strömt als Kondensat zu etwa gleichen Teilen durch den heißen und kalten Strang der Hauptkühlmittelleitung in den Reaktordruckbehälter zurück. Im heißen Strang liegt dabei eine Dampf-Wasser-Gegenströmung vor. Die Frage ist nun, bei welcher Dampfgeschwindigkeit das Zurückfließen des Kondensates im heißen Strang aufgrund von Scher- und Impulskräften zwischen Dampf- und Wasserströmung behindert wird. Hierzu wurden an der UPTF-Anlage mehrere Versuchsserien mit Variation der thermo-fluiddynamischen Randbedingungen durchgeführt.

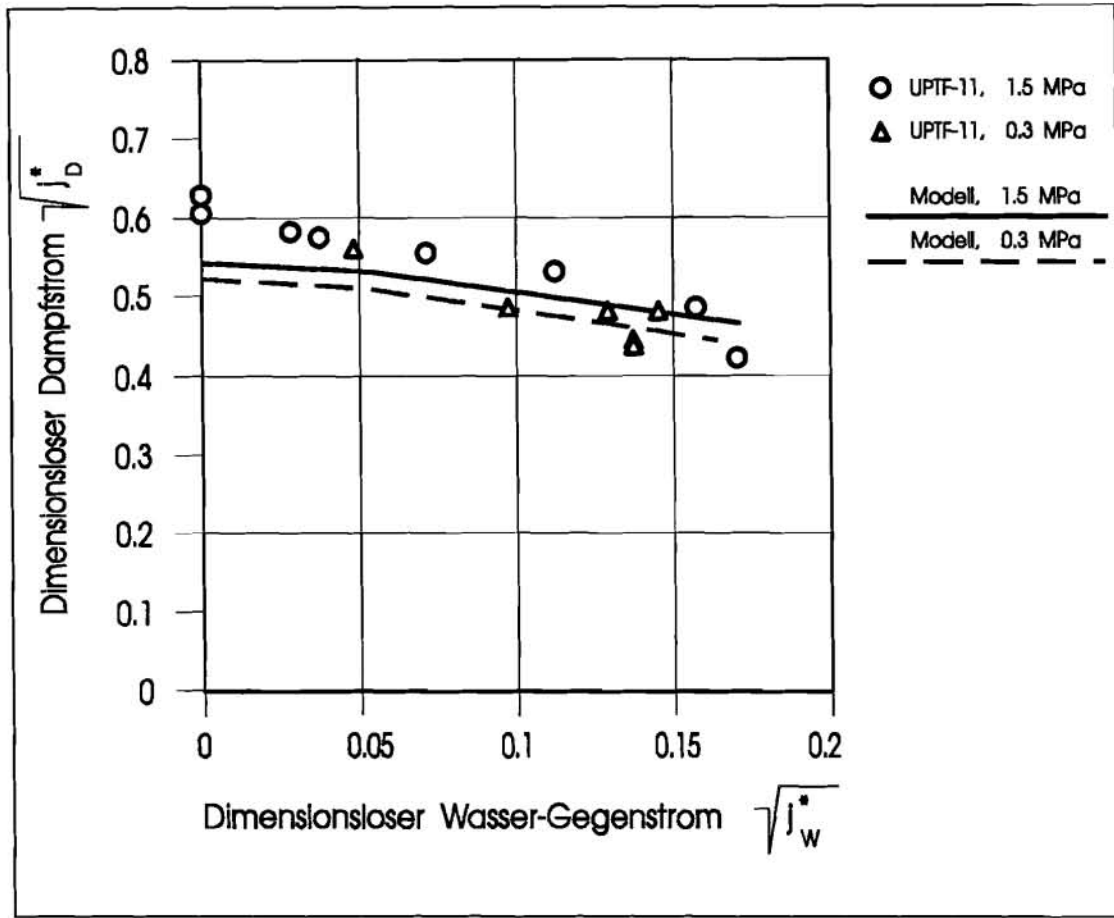


Bild 4: Gegenstromverhältnisse bei Reflex-Condenser-Betrieb

In Bild 4 sind für die Drücke 0,3 MPa und 1,5 MPa die experimentellen Daten und Ergebnisse, die mit dem in der GRS entwickelten Störfallcode ATHLET /10/ errechnet wurden, im Wallis-Diagramm mit dimensionslosen Dampf- und Wassermassenströmen eingetragen. Die Daten repräsentieren die sogenannte Flutgrenze, die bei Vorgabe des Dampfmassenstroms den maximal möglichen Wassergegenstrom angibt.

Anhand der Daten wurde das in dem Rechenprogramm ATHLET implementierte Strömungsmodell weiterentwickelt und für die Geometrie der Reaktoranlage validiert /11/. Die durchgehenden Linien geben die Ergebnisse der ATHLET-Rechnungen wieder.

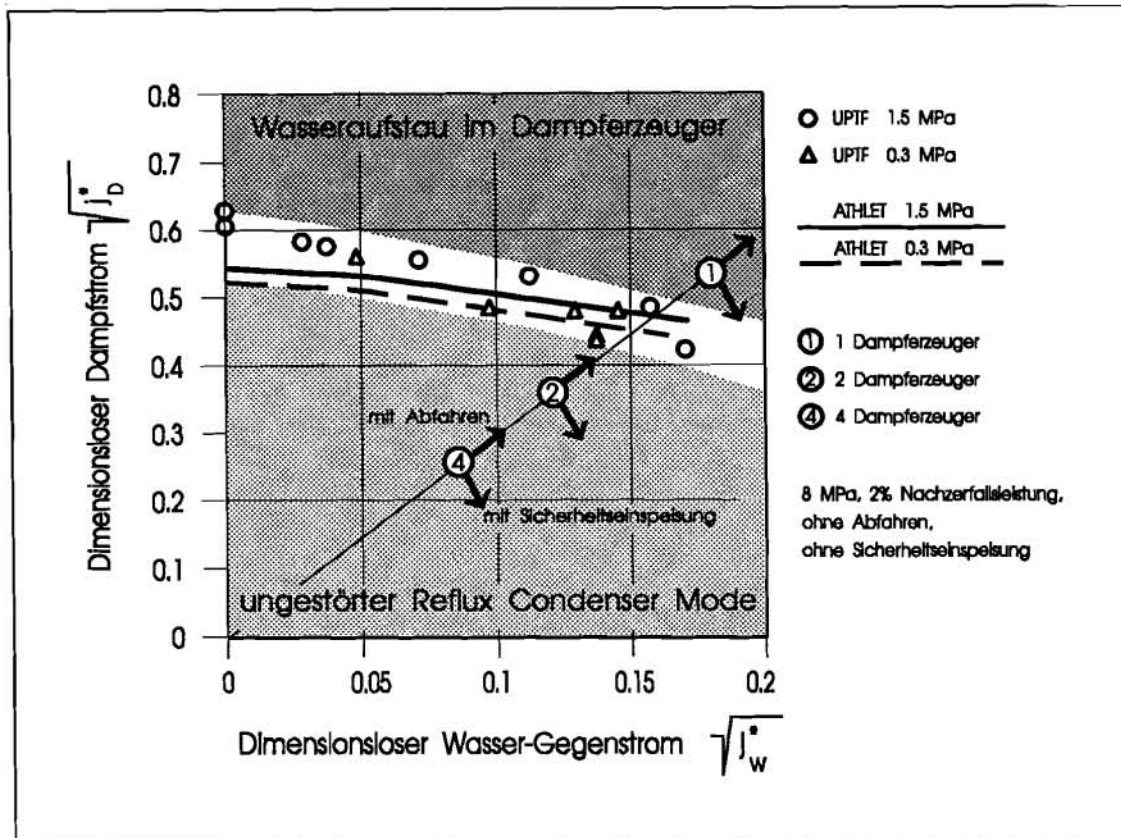


Bild 5: Bedeutung der Flutgrenze für die Optimierung der Systemauslegung

In Bild 5 wird die Bedeutung der Flutgrenze für den Reflex Condenser Mode verdeutlicht. Unterhalb der Flutgrenze, d. h. bei ungestörtem Reflex Condenser Mode, wird das Zurückströmen des Kondensats nicht behindert. Oberhalb der Flutgrenze staut sich Primärkühlmittel im Dampferzeuger und im heißen Strang der Hauptkühlmittelleitung auf und führt damit zu einer unerwünschten Absenkung des Wasserstandes im Reaktorkern.

Die eingetragenen Kreise charakterisieren die Zustandsbedingungen des Reflex Condenser Mode bei der Nachwärmeabfuhr über vier, zwei oder einen Dampferzeuger. Hierbei wurde ein Systemdruck von 8,0 MPa und eine Nachzerfallsleistung von 2 % zugrundegelegt. Aus dem Diagramm wird ersichtlich, daß bei diesen Randbedingungen die Nachwärme mit nur zwei Dampferzeugern im ungestörten Reflex Condenser Mode abgeführt werden kann. Steht nur ein Dampferzeuger zur Verfügung, so muß jedoch mit einem intermittierenden Wasseraufstau im Bereich der Dampferzeugerrohre und des heißen Stranges der Hauptkühlmittelleitung gerechnet werden.

In dem Diagramm ist weiterhin angegeben, in welche Richtung sich die Zustandsbedingung des Reflux Condenser Mode durch die verstärkte Dampfbildung beim sekundärseitigen Abfahren oder durch die Dampfkondensation bei der Aktivierung der Sicherheitseinspeisepumpen ändert. Die Größe der Änderung ist vom Abfahrgradienten bzw. von der Menge und Temperatur der Sicherheitseinspeisung abhängig.

Bezüglich des Phänomens "Gegenstrombegrenzung im Reflux Condenser Mode" kann zusammenfassend festgestellt werden, daß die Frage zum Einfluß der geometrischen Skalierung durch die UPTF-Ergebnisse geklärt werden konnte. Das in dem GRS-Rechenprogramm ATHLET implementierte Strömungsmodell wurde verbessert und für die Geometrie einer Reaktor-Kühlmittelleitung abgesichert. Die gewonnenen Erkenntnisse können unmittelbar für die Optimierung der Systemauslegung oder für die Ableitung von Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes genutzt werden. Hierbei ist jedoch die mit dem Reflux Condenser Mode verbundene Entborierung des in den Reaktordruckbehälter zurückfließenden Kondensates bei der Systemauslegung zu berücksichtigen.

Nachfolgend sind zu den Themenkreisen "Nachwärmeabfuhr über die Sekundärseite" sowie "Primärseitige Kühlmittelergänzung und Kernkühlung" weitere Forschungsergebnisse dargelegt, die bei der Weiter- bzw. Neuentwicklung von Reaktoren genutzt werden können.

Nachwärmeabfuhr über die Sekundärseite

Beim Abfahren der Reaktoranlage wird die Nachwärme auch bei eingeschränkter Systemverfügbarkeit (z. B. Ausfall der Hauptkühlmittelpumpen, nur ein Dampferzeuger als Wärmesenke verfügbar) sicher über die Sekundärseite abgeführt. Hierbei zeigt sich jedoch, daß der Umlauf in den Kühlkreisläufen mit isoliertem Dampferzeuger beim Abfahren der Anlage mit 50 K/h zum Erliegen kommt. Daraus läßt sich zum Beispiel ableiten, daß bei eingeschränkter Systemverfügbarkeit die Anlage erst nach Beendigung der Aufborierung abgefahren werden sollte, um eine durchgehende Aufborierung des gesamten Primärkreis-Kühlmittelinventars zu gewährleisten.

Bei Kühlmittelverluststörfällen mit kleinen Lecks ist die Nachwärmeabfuhr über die Sekundärseite bei allen ein- und zweiphasigen Naturumlaufzuständen sowie im Reflux Condenser Mode, und dies wiederum auch bei eingeschränkter Systemverfügbarkeit

sichergestellt. Selbst bei Anwesenheit großer Stickstoffmengen im Primärkreislauf (z. B. des Polstergases von mehreren Druckspeichern) wird die Nachwärme über die Sekundärseite abgeführt. Die Untersuchungen zeigen die große Effizienz der Nachwärmeabfuhr über die Sekundärseite. Die Gewährleistung dieser Funktion sollte auch bei der Entwicklung neuer Reaktoren im Vordergrund stehen.

Die für den Bereich der auslegungsüberschreitenden Störfälle durchgeführten Untersuchungen zeigen, daß die anlageninterne Notfallschutzmaßnahme mit sekundärseitiger Druckentlastung und Bespeisung aus der Speisewasserleitung, dem Speisewasserbehälter und mittels einer mobilen Pumpe ein sehr wirksames Verfahren zur Sicherstellung der Nachwärmeabfuhr darstellt. Durch Nutzung des in der Speisewasserleitung und im Speisewasserbehälter gespeicherten Wasserinventars können Karenzzeiten im Stundenbereich gewonnen werden. Der Einsatz einer mobilen Pumpe ermöglicht die langfristige Nachwärmeabfuhr. Bei neuen Reaktoren könnte durch Vergrößerung des Wasserinventars auf der Sekundärseite der Dampferzeuger eine wesentliche Erhöhung der Karenzzeiten für das Einleiten von anlageninternen Notfallschutzmaßnahmen erreicht werden.

Primärseitige Kühlmittelergänzung und Kernkühlung

Sowohl die heißseitige als auch die kaltseitige Sicherheitseinspeisung gewährleistet die Kühlmittelergänzung und Kernkühlung bei kleinen Lecks. Bezüglich der Thermochockbelastung weist die heißseitige Sicherheitseinspeisung gegenüber der kaltseitigen Sicherheitseinspeisung Vorteile auf. Eine Beaufschlagung der Reaktordruckbehälterwand durch Notkühlwasser wird bei der heißseitigen Sicherheitseinspeisung vermieden. Im Hinblick auf eine möglichst schnelle Aufborierung des Kernbereiches im Naturumlauf ist der kaltseitigen Sicherheitseinspeisung der Vorzug zu geben. Bei der Systemauslegung neuer Reaktoren sind die jeweiligen Vor- und Nachteile gegeneinander abzuwägen.

Neuere Untersuchungen zum großen Leck weisen darauf hin, daß die Kernkühlung in der Druckentlastungsphase ausschließlich mit heißseitigen Druckspeichern sichergestellt werden kann. UPTF-Versuche zeigen, daß das in die heißen Stränge eingespeiste Notkühlwasser ohne wesentliche Verzögerung über das obere Plenum in den Reaktorkern eintritt. Die in kleinskalierten Versuchsanlagen aufgetretene Gegenstrombegrenzung an der Brennelementkopfplatte, d. h. die Behinderung des Notkühlwas-

sers auf dem Weg zum Reaktorkern durch die entgegenströmende Dampf- bzw. Zweiphasenströmung, wurde in der 1:1 Geometrie des Reaktors nicht bestätigt.

Wie im Bild 6 aufgezeigt, führt das heißseitig eingespeiste Notkühlwasser zu einer unmittelbaren Beaufschlagung der Kernbereiche im Vorfeld der bespeisten Stränge. Die Brennstäbe in diesen Bereichen werden bereits während der Druckentlastungsphase wiederbenetzt. Die Brennstabkühlung in den übrigen Kernbereichen erfolgt durch die aufwärtsströmende Dampf- bzw. Zweiphasenströmung.

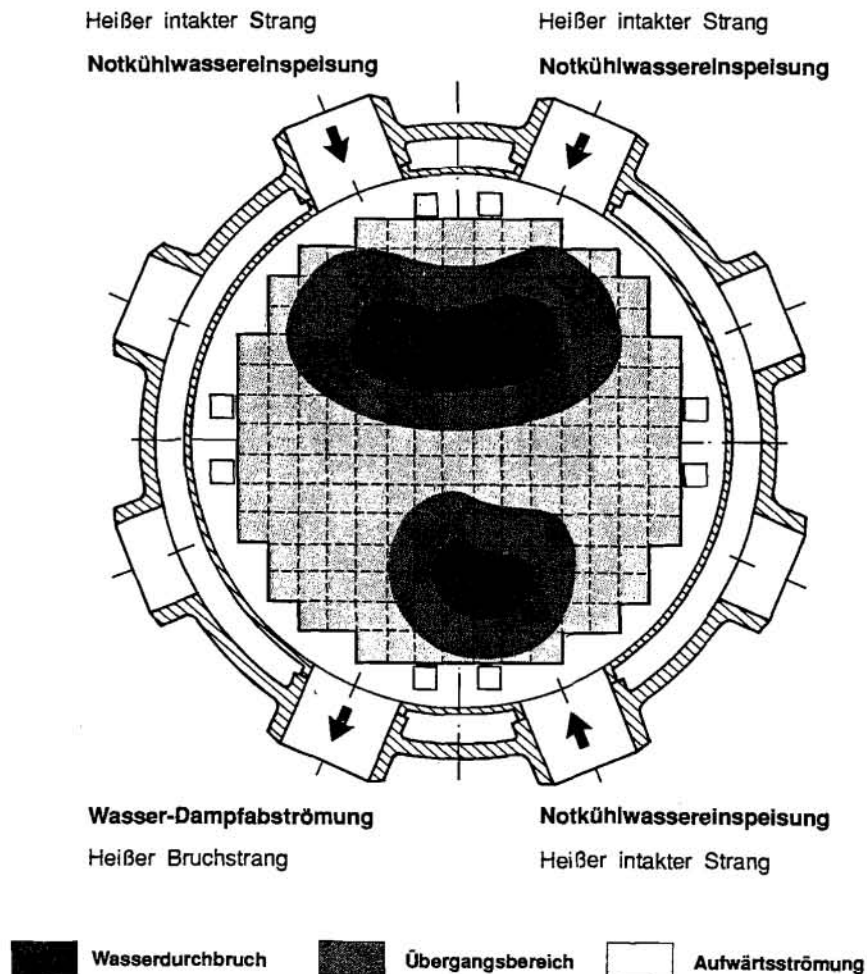


Bild 6: Strömungsverhalten im Bereich der Brennelementkopfplatte, Druckspeichereinspeisung über die heißseitigen Stränge

Die kombinierte Niederdruckeinspeisung, d. h. die gleichzeitige Einspeisung über die heißen und kalten Stränge, zeigt gegenüber der nur kaltseitigen Niederdruckeinspeisung deutliche Vorteile. Das von oben in den Kern eindringende Notkühlwasser verbessert unmittelbar die Kernkühlung in dem noch nicht gefluteten Kernbereich, ver-

bessert durch Dampfkondensation und Druckabbau in den heißen Strängen und im oberen Plenum die Kernflutbedingungen und sichert in Verbindung mit dem kaltseitig eingespeisten Notkühlwasser eine schnelle Kernflutung. Die kombinierte Einspeisung über die heißen und kalten Stränge bildet damit den besten Schutz gegen eine unzulässige Kernaufheizung. Die Vorteile der kombinierten Niederdruckeinspeisung sollten bei der Systemauslegung von neuen Reaktoren genutzt werden.

Die bisherigen Untersuchungen zeigen, daß bei Mißerfolg der sekundärseitigen Notfallmaßnahmen die primärseitige Druckentlastung und Bespeisung eine weitere Möglichkeit zur Sicherstellung der Kernkühlung darstellt. Bei einer Leckergänzung durch die Sicherheits- oder Niederdruckeinspeisung kann bei ausreichend großem Abblasequerschnitt eine langfristige Kernkühlung gewährleistet werden. Stehen für die Kühlmittelergänzung nur die Druckspeicher zur Verfügung, ist diese nur für eine begrenzte Zeitspanne möglich. Die erreichbare Karenzzeit hängt im wesentlichen vom Druckspeicherinventar, von der Druckspeichereinspeisecharakteristik und vom erreichbaren Druckabsenkungsgradienten, d. h. vom verfügbaren Abblasequerschnitt, ab. Zur Gewährleistung einer möglichst langen Karenzzeit sind deshalb bei neuen Reaktoren die Einzelsysteme aufeinander abzustimmen und zu optimieren. Die Versuche im Rahmen des Forschungsvorhabens TRAM /9/ werden hierzu weitere Erkenntnisse beitragen.

Wasserstoffverhalten bei schweren Störfällen

Im Verlauf von schweren Störfällen, d. h. im auslegungsüberschreitenden Bereich, können kurzfristig so große Mengen von Wasserstoff in den Sicherheitsbehälter freigesetzt werden, daß die für die sogenannten Auslegungsstörfälle vorgesehenen Maßnahmen zur Verhinderung brennbarer Gasgemische nicht greifen bzw. unwirksam sind. Durch eine Aufkonzentration von Wasserstoff, z. B. unter zeitlich begrenzten, dampfinertisierten Zuständen, können lokal Gemischzusammensetzungen entstehen, die bei hochturbulentem oder detonationsartigem Verbrennungsablauf die Integrität des Sicherheitsbehälters, der letzten Barriere für die Rückhaltung von Spaltprodukten, gefährden können.

Themenkreis	Phänomen/ Sicherheitstechnische Maßnahme	Experimentelle Untersuchungsprogramme				
		CORA	BETA	Battelle/ MC	HDR	TU-M.
Wasserstoffbildung	Metall-Oxidation	■	■			
Wasserstoffverteilung	Stratifikation/ Konvektion			■	■	
	Innen- Außensprühung Druckentlastung			■	■	
Wasserstoffverbrennung	Deflagration			■	■	■
	Hochturbulente Deflagration, DDT					■
Gegenmaßnahmen	Zünder			■	■	
	Katal. Rekombination, Dual-Konzept			■		

 Untersuchungen zur Kernzerstörung, Schmelze-Beton Wechselwirkung, Teilaspekt Wasserstoffbildung
  Untersuchungen zu Einzelphänomenen und zum Systemverhalten
  Grundlagenuntersuchungen zur Wasserstoffverbrennung

Bild 7: Experimentelle Untersuchungsprogramme zum Thema "Wasserstoffverhalten im Sicherheitseinschluß bei schweren Störfällen"

In Bild 7 sind den Themenkreisen Wasserstoffbildung, Wasserstoffverteilung, Wasserstoffverbrennung und Gegenmaßnahmen die wichtigsten experimentellen Untersuchungsprogramme des Reaktorsicherheitsforschungsprogramms zugeordnet.

Fragen zum Themenkreis Wasserstoffbildung werden im Kernforschungszentrum Karlsruhe in den Versuchsanlagen CORA /12/ und BETA /13/ untersucht. In der CORA Anlage werden Experimente zum Ablauf einer Kernzerstörung einschließlich der Wasserstoffbildung durch Zirkoniumoxidation durchgeführt. Die Wechselwirkung zwischen geschmolzenem Kernmaterial und Beton in der Reaktorkaverne sowie die dabei stattfindende Wasserstofffreisetzung werden in der BETA Anlage untersucht.

Experimente zur Wasserstoffverteilung und Wasserstoffverbrennung werden im Battelle-Modellcontainment in Frankfurt /14/ sowie im Sicherheitsbehälter des stillgelegten Heißdampfreaktors HDR in Karlstein /15/ durchgeführt. Der Aufbau des Battelle Modellcontainments orientiert sich am Sicherheitsbehälter eines 1300 MWe Druckwasserreaktors. Die Volumenskalierung beträgt 1 : 64. Die HDR Versuche sind aufgrund der Geometrie des Sicherheitsbehälters (Höhe 60 m, Durchmesser 20 m) zur Klärung von Skalierungsfragen von besonderer Bedeutung. In beiden Versuchsanlagen wurden Verbrennungsvorgänge in Raumanordnungen simuliert.

Die Wirksamkeit von katalytischen Rekombinatoren zur Verhinderung brennbarer Gasgemische bzw. zur Begrenzung lokaler Wasserstoffkonzentrationen wurde im Rahmen des Battelle-Versuchsprogrammes überprüft. Die Wirksamkeit von Zündern, die eingesetzt werden, um frühzeitig, d. h. unmittelbar bei Erreichen der Zündbarkeitsgrenze den Wasserstoff zu verbrennen, wurde sowohl in der HDR-Anlage als auch im Battelle-Modellcontainment untersucht.

Zur Überprüfung des sogenannten Dual-Konzeptes, d. h. einer Kombination beider Verfahren, wurden Testserien im Battelle-Modellcontainment gefahren. Mit Hilfe des Dual-Konzeptes sollen brennbare Gasgemische möglichst verhindert, zusätzlich soll jedoch sichergestellt werden, daß bei Wasserstofffreisetzungen, die die Rekombinationsrate der katalytischen Einrichtungen übersteigen, eine frühzeitige Verbrennung erfolgt.

An der Technischen Universität München werden Grundlagenversuche zur Flammenausbreitung, insbesondere für den Übergangsbereich zwischen Deflagration und Detonation, durchgeführt /16/.

Nachfolgend sind zu den Themenkreisen "Wasserstoffbildung", "Wasserstoffverteilung", "Wasserstoffverbrennung" und "Gegenmaßnahmen" Forschungsergebnisse aufgeführt, die bei der Weiter- bzw. Neuentwicklung von Kernreaktoren genutzt werden können.

Wasserstoffbildung

Beim Fluten eines hochaufgeheizten Kerns und in der Anfangsphase einer trockenen Schmelze-Beton-Wechselwirkung ist mit hohen Wasserstoffbildungsraten zu rechnen. Eine Begrenzung der bei der Schmelze-Beton-Wechselwirkung freigesetzten Wasserstoffmengen könnte in neuen Reaktoren durch geeignete Maßnahmen, z. B. durch Auskleidung des unteren Bereiches des Sicherheitsbehälters mit geeigneten Keramik- oder Opferbettschichten, erreicht werden.

Wasserstoffverteilung

Die Untersuchungen zur Wasserstoffverteilung zeigen, daß die Höhe des maximalen Druckaufbaus im Sicherheitsbehälter als Folge eines kleinen Lecks weniger eine Fra-

ge des Gesamtenergieeintrages ist, sondern wesentlich von der Bruchlage und der damit verknüpften Energieverteilung im System abhängt. Die relative Lage von Energiesenken (z. B. kalte Strukturen) zum Freisetzungsort von Masse und Energie bestimmt die Gasverteilung im Sicherheitsbehälter.

Bei einem hochliegenden Leck ist mit einer Temperaturschichtung zu rechnen, während eine tiefliegende Energiezufuhr die Tendenz zur Homogenisierung der Atmosphäre aufweist. Mit Wasserstoffstratifikationen, d. h. lokalen Anreicherungen, ist somit bei hochliegender Lecklage zu rechnen.

Mit verstärkten Wasserstoffkonzentrationen ist bei einer verstärkten Dampfkondensation, z. B. bei Innen- oder Außensprühung, zu rechnen.

Eine gezielte Druckabsenkung durch Gasabfuhr aus dem Sicherheitsbehälter führt zur Anregung von Konvektionsströmungen und somit zu einem Wasserstoffkonzentrationsausgleich.

Bei neuen Reaktoren könnten z. B. durch eine möglichst offene Raumunterteilung im Sicherheitsbehälter oder durch eine möglichst tiefe Lage der Primärkreis-Abblaseeinrichtung die Konvektionsbedingungen verbessert und damit Gasschichtungen und lokale Aufkonzentrationen von Wasserstoff begrenzt werden.

Wasserstoffverbrennung und Gegenmaßnahmen

Die Untersuchungen zeigen, daß bedingt durch die relativ engen, quasi-eindimensionalen Raumketten im Battelle-Modellcontainment die Gasdynamik den Verbrennungsablauf dominiert, während in der größeren HDR Anlage verstärkt mehrdimensionale Effekte auftreten.

Thermische Belastungen sind stark vom Verhältnis der Strukturflächen zum Raumvolumen sowie dem Ausmaß der Gasverschiebungen zwischen benachbarten Räumen abhängig.

Der Übergang von der Deflagration zur Detonation ist stark von turbulenz-induzierenden Geometrien, z. B. von der Geometrie der Einbauten, abhängig.

Die Wirksamkeit der katalytischen Rekombinatoren wurde eindrucksvoll nachgewiesen. Sie arbeiten effektiv und zuverlässig. Hier wird ein weiteres Entwicklungspotential gesehen.

Mit den heute verfügbaren Zündertypen kann eine sichere Zündung eines Gasgemisches bei Erreichen der Zündbarkeitsgrenze erreicht werden. Dies trifft auch für Gemischbedingungen mit hohen Wasserdampfkonzentrationen zu.

Die Versuche im Battelle-Modellcontainment haben die prinzipielle Eignung des Dual-Konzeptes demonstriert. Die Versuchsergebnisse sind im Detail noch zu analysieren und die Übertragbarkeit der Ergebnisse auf die Verhältnisse der Reaktoranlage abzusichern.

Die bei den bisher durchgeführten Experimenten gewonnenen Erkenntnisse können bei der Entwicklung neuer Reaktoren zur Begrenzung möglicher Störfalllasten durch bauliche oder systemtechnische Maßnahmen genutzt werden.

Für die Abschätzung von Verbrennungslasten bei Wasserstoffkonzentrationen kleiner 12 Vol-% und einer Wasserdampfkonzentration größer 20 Vol-% stehen vereinfachte Modellansätze zur Verfügung. Für eine umfassende Analyse der Verbrennungsvorgänge sind die Rechenprogramme jedoch weiter zu ertüchtigen.

5 Zusammenfassung und Ausblick

Wie am Forschungsschwerpunkt "Transienten und Störfallanalyse" exemplarisch aufgezeigt, können Erkenntnisse und Methoden, die ursprünglich für Fragestellungen heutiger Baulinien erarbeitet wurden, für die Weiter- und Neuentwicklung von Kernreaktoren genutzt werden.

- Ergebnisse aus experimentellen Forschungsvorhaben, wie z. B. Kenntnisse über physikalische Phänomene, können unmittelbar umgesetzt werden.
- Das erarbeitete Wissen über Stör- und Unfallabläufe kann für die Konzeptentwicklung und Optimierung der Systemauslegung genutzt werden.

- Die heute verfügbaren Rechenprogramme stellen eine gute Basis dar, um darauf aufbauend auch für neue Reaktoren der Forderung nach einer möglichst realistischen Störfallsimulation gerecht zu werden.

Zukünftiger Forschungsbedarf wird sowohl im Bereich der Schadensverhütung als auch im Bereich der schweren Störfälle gesehen.

Der verstärkte Einsatz passiver Systemfunktionen oder die Einbeziehung anlageninterner Notfallschutzmaßnahmen in die Systemauslegung erfordert eine gezielte Weiterentwicklung analytischer Methoden. Diese sind anhand von experimentellen Daten abzusichern.

Aus der Forderung, Kernschmelzunfälle bei der Auslegung des Sicherheitsbehälters zu berücksichtigen, ergibt sich der Bedarf für zusätzliche Untersuchungen im Bereich der schweren Störfälle. Neben den vorhandenen Forschungsschwerpunkten "Wasserstoffverhalten" und "Schmelze-Beton-Wechselwirkung" werden Fragen zur Rekritikalität eines teilzerstörten Kerns, zur Kühlbarkeit einer Kernschmelze, zum Aufheizen der Atmosphäre durch feinverteilte Schmelze und zur Dampfexplosion in den Vordergrund treten. Hierbei sind die von der Industrie entwickelten konstruktiven und systemtechnischen Lösungskonzepte zu berücksichtigen.

Ich möchte mich bei meinen Mitarbeitern, besonders bei Herrn Dr. P. Dräger, Herrn Dr. R. Kirmse, Dr. B. Pütter und Herrn J. Rohde, für Ihre Unterstützung und wertvollen Hinweise bedanken.

Literatur

- /1/ W. Frisch, K. Liesch, B. Riegel
Identification of Improvements of Advanced Light Water Reactor Concepts
GRS-A-1857 Bericht, Dezember 1991 (EG-Bericht in Vorbereitung)
- /2/ W. Bürkle
Weiterentwicklung von Leichtwasserreaktoren
atomwirtschaft, August/September 1992
- /3/ The Safety of Nuclear Power: Strategy for the Future
Proceedings of the International IAEA Conference
Vienna, 2 - 6 September 1991
- /4/ A. Birkhofer
Internationale Sicherheitsforschung: Stand und Ausblick
Jahrestagung Kerntechnik '92, Karlsruhe, 5. - 7. Mai 1992
- /5/ LOBI as an International Project for LWR Thermal Hydraulic Safety
Research and Development
Proceedings of the LOBI-Seminar
Arona, Report EUR 14174 EN, March 31st to April 2nd 1992
- /6/ K. Umminger, R. Mandl, K-D. Dubiel, P. Weber, KWU Erlangen
Abschlußbericht, Transienten-Untersuchungen in der PKL-
Versuchsanlage Band 1 und 2
Erlangen, August 1992
- /7/ J. Tenschert, G. Neubrech, L. Küppers, PHDR/HT
W. Häfner, Battelle, Frankfurt
HDR-Sicherheitsprogramm, Auslegungsbericht, Rohrleitungsverhalten bei
Kondensationsschlag, Juni 1991

- /8/ P. Weiss
2D/3D Projekt - Durchführung von Versuchen an der Versuchsanlage
Upper Plenum Test Facility
Siemens AG Bereich KWU
R11/92/015, April 1992
- /9/ UPTF-TRAM, Proposal for Test Program, Version 2
OECD UPTF-TRAM Meeting
Mannheim, May 2 - 3, 1990
- /10/ M. J. Burwell et al.
The Thermalhydraulic Code ATHLET for Analysis of PWR and BWR
Systems, NURETH 4
Karlsruhe, October 10.-13., 1989
- /11/ H. G. Sonnenburg
Entwicklung eines umfassenden Drift-Flux-Modells zur Bestimmung
der Relativgeschwindigkeit zwischen Wasser und Dampf
Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) mbH
GRS-A-1752, Januar 1991
- /12/ S. Hagen, P. Hofmann
LWR Fuel Rod Behavior During Severe Accidents
Kernforschungszentrum Karlsruhe
Amsterdam, Nuclear Engineering and Design 103, 1987
- /13/ H. Alsmeyer
Beta Experiments in Verification of the Wechsl Code Experimental
Results on the Melt-Concrete Interaction
Kernforschungszentrum Karlsruhe GmbH
Amsterdam, Nuclear Engineering and Design 103, 1987

- /14/ T. Kanzleiter
Wasserstoff-Deflagrationsversuche im Modellcontainment,
1. Versuchsblock, Band 1 bis 3
Battelle-Institut e. V., Frankfurt/Main
Technische Fachberichte BleV-R66.985-301 bis -303, Oktober 1989
- /15/ Wenzel, Grimm, Löhr
Untersuchungen zu Auswirkungen von H₂-Deflagrationen in einer
Raumkette, Versuchsprotokoll HDR-Sicherheitsprogramm (PHDR)
Kernforschungszentrum Karlsruhe GmbH
PHDR-Arbeitsbericht Nr. 10.026/91 u. 10.027/91, 1991
- /16/ F. Mayinger, G. Strube
Struktur und Brenngeschwindigkeit hochturbulenter Wasserstoffflammen
Lehrstuhl A für Thermohydrodynamik, TU München
Forschungsvorhaben RS 1500769, Abschlußbericht, März 1990

Autoren

Dipl.-Ing. Edmund Kersting ist Projektleiter für die SWR-Sicherheitsstudie bei der GRS.

Dr. Friedrich Wilhelm Heuser ist stellvertretender Leiter des Bereichs "Systemanalyse" bei der GRS.

Dr. Rolf Janke und *Dipl.-Ing. Peter Kelm* sind Sachverständige im Bereich "Systemanalyse" bei der GRS.

Dr. Klaus Wolfert ist Leiter des Bereichs "Thermohydraulik" bei der GRS.

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

Schwertnergasse 1
5000 Köln 1

Telefon (02 21) 20 68-0
Telefax (02 21) 20 68 442
Telex 2 214 123 grs d

Forschungsgelände
8046 Garching b.München

Telefon (0 89) 3 20 04-0
Telefax (0 89) 3 20 04 299
Telex 5 215 110 grs md

Kurfürstendamm 200
1000 Berlin 15

Telefon (0 30) 88 41 89-0
Telefax (0 30) 88 23 655

GRS - 97 16. GRS-Fachgespräch - Tagungsbericht

ISBN 3 - 923875 - 47 - 9

1) 7

2)