



Forschungszentrum Karlsruhe
in der Helmholtz-Gemeinschaft

Wissenschaftliche Berichte
FZKA 6935

Fortschritte bei der Beherrschung und Begrenzung der Folgen auslegungsüberschreitender Ereignisse

**Bericht vom KTG Fachtag der
Fachgruppen „Reaktorsicherheit“
und „Thermo- und Fluidodynamik“
Karlsruhe, 25./26. September 2003**

Herausgeber:

W. Scholtyssek

Programm Nukleare Sicherheitsforschung

H. Fabian

Framatome – ANP

Dezember 2003

Forschungszentrum Karlsruhe

in der Helmholtz-Gemeinschaft

Wissenschaftliche Berichte

FZKA 6935

**Fortschritte bei der Beherrschung und Begrenzung
der Folgen auslegungsüberschreitender Ereignisse**

Bericht vom KTG Fachtag der
Fachgruppen „Reaktorsicherheit“ und
„Thermo- und Fluidodynamik“

Karlsruhe, 25./26. September 2003

Herausgeber:

W. Scholtyssek

Programm Nukleare Sicherheitsforschung

H. Fabian

Framatome – ANP,
Sprecher der Fachgruppe Reaktorsicherheit
der Kerntechnischen Gesellschaft

Forschungszentrum Karlsruhe GmbH, Karlsruhe

2003

Impressum der Print-Ausgabe:

**Als Manuskript gedruckt
Für diesen Bericht behalten wir uns alle Rechte vor**

**Forschungszentrum Karlsruhe GmbH
Postfach 3640, 76021 Karlsruhe**

**Mitglied der Hermann von Helmholtz-Gemeinschaft
Deutscher Forschungszentren (HGF)**

ISSN 0947-8620

Zusammenfassung

Mit freundlichen Grußworten durch Dr. Fritz, FZK und Prof. Hartkopf, EnBW wurde der Fachtag eröffnet. Anschließend erläuterte Dr. Fabian Zielsetzung und Inhalte der Veranstaltung. Mit insgesamt 20 Fachvorträgen wurde der erreichte Status in einer kompakten Gesamtdarstellung präsentiert.

In den zurückliegenden 20 Jahren hat man nach der Erkenntnis, dass in deutschen Reaktoranlagen auch bei auslegungsüberschreitenden Ereignissen noch Maßnahmen zu ihrer Beherrschung bzw. der Begrenzung der Folgen ergriffen werden können, das Potential ausgelotet und erforscht. In vertieften Sicherheitsanalysen wurde das Anlagenverhalten bewertet und es wurden störfallrelevante Phänomene intensiv erforscht. Nachdem man die Abläufe hinreichend verstanden hatte und berechnen konnte, wurden technische Maßnahmen und administrative Vorkehrungen in den Anlagen getroffen: präventive und mitigative Notfallmaßnahmen. Sie ergänzen die vierte Sicherheitsebene im bewährten, mehrstufigen, gestaffelten Sicherheitskonzept und bewirken eine weitere, erhebliche Reduktion des Restrisikos, wobei - abhängig von der jeweiligen Anlage - die Kernschadenshäufigkeit etwa eine halbe Größenordnung niedriger liegt als die Gefährdungshäufigkeit.

Die in den deutschen Anlagen implementierten Maßnahmen entsprechen - global gesehen - dem internationalen Stand der Technik. Eine Optimierung an bestehenden Maßnahmen kann sich nach anlagenspezifischen Analysen zu Schweren Störfällen, speziell auch einer PSA der Stufe 2, ergeben. Die Aufbereitung von Informationen und Darstellungstechniken zur Unterstützung des Anlagenbetriebs im Sicherheitsmanagement mit Simulationsprogrammen und spezifischen Prozeduren sind in der Entwicklung. Bei Neuanlagen hat man fortgeschriebenen Genehmigungsanforderungen bezüglich Schwerer Störfälle mit limitierten Freisetzungen aus den Anlagen nachzukommen und analytisch nachzuweisen. Frühe, große Freisetzungen sind auszuschließen. Eine Rückhaltung - zumindest temporär - einer Schmelze im Containment und damit eine Begrenzung von Freisetzungen aus der Anlage sind gefordert. Abhängig von der Anlagentechnik werden unterschiedliche, aber in allen Fällen aufwendige Konzepte verfolgt.

Die Erkenntnisse aus den Forschungsarbeiten zu Schweren Störfällen zeigen erhebliche Fortschritte im phänomenologischen Verständnis und in der Analytik. Die meisten Phänomene sind grundsätzlich verstanden. Vielfach bestimmen anlagenspezifische Details den Unfallablauf dominant. Zweifellos ist einer Reihe von Detailfragen noch vertieft nachzugehen; diese Arbeiten werden im internationalen Verbund weitergeführt. In der Diskussion zu diesem Punkt wurde angeregt, die identifizierten offenen Fragestellungen mit EVU, Herstellern, Forschungsinstitutionen und Gutachtern zu diskutieren, um im Konsens die Relevanz zu beurteilen und eine Prioritätensetzung vorzunehmen. Für eine risikoorientierte Bewertung der offenen Punkte empfiehlt es sich, eine PSA Stufe 2 heranzuziehen und die anlagenspezifischen Aspekte herauszuarbeiten.

Aus EVU-Sicht wurde angemerkt, dass bei politisch bedingter limitierter Laufzeit der Anlagen die Unterstützung der Forschungsarbeiten zu Schweren Störfällen verständlicherweise sehr begrenzt ist.

“Progress in control of design extension events and mitigation of consequences”

Abstract

The workshop was opened with welcome greetings by Dr. Fritz, Forschungszentrum Karlsruhe, and Prof. Hartkopf, EnBW. Subsequently Dr. Fabian explained goals and content of the workshop. The status was presented in 20 papers in a compact and complete manner.

Having recognised that even in the case of design extension events measures can be taken in German nuclear plants for control and limitation of consequences, the relevant potential was assessed and studied in the past 20 years. The plant behaviour was analysed and evaluated and relevant severe accident phenomena were studied extensively. After having understood the sequences and after having developed and validated numerical tools, technical and administrative precautions were implemented in the nuclear plants in form of preventive and mitigative emergency measures. They add a fourth safety level to the well established and accepted multi-barrier safety concept and result in a further and considerable reduction of the remaining risk, where - depending on the plant type - the core damage frequency is lowered by about half an order of magnitude.

Viewed globally, the measures that are implemented in the German nuclear power plants correspond to the international state of the art. Existing measures can be optimised after plant specific severe accident analyses, especially when using PSA level 2. Evaluation of information and presentation techniques, using simulation programmes and specific procedures, are under development for support of the plant operation in safety management. For new plants, extended licensing requests for limited releases in severe accidents must be followed and proved analytically. Early large releases must be excluded. Retention of core melt within the containment, at least temporarily, is requested to further reduce releases. Depending on plant design, different but always elaborate concepts are followed.

The knowledge gained by extended R&D work in the severe accident area demonstrates significant progress in phenomenological understanding and analytical description. Most of the relevant phenomena are basically understood. In many cases, plant specific details dominate the accident sequence. Undoubtedly, a number of details must still be investigated which is being performed in international cooperation. Concerning this topic it was proposed to discuss the identified open problems with utilities, vendors, research and expert organisations, in order to reach agreement on relevance and priorities. For a risk oriented evaluation of open topics it is recommended to elaborate plant specific aspects on the basis of PSA level 2 studies.

It was remarked from utilities point of view that, because of limited plant life time due to political boundary conditions, support for severe accident research is understandably rather limited.

Inhalt

		Seite (Kurzfassung/Folien)
A0-1 Grußworte des Forschungszentrums Karlsruhe Dr. P. Fritz/Mitglied des Vorstands FZK		-/105
A0-2 Grußworte der EnBW Prof. Th. Hartkopf/Technikvorstand EnBW		-/-
A0-3 Zielsetzung des Fachtages Dr. H. Fabian/FG Reaktorsicherheit, FANP		7/113
Sitzung A1: Erkenntnisse aus der PSA (Stufe 1) Leitung: V. Noack, EnBW		13/119
A1-1-1 Gefährdungszustände und –häufigkeiten für eine DWR-Anlage	J. Blombach/FANP	15/119
A1-1-2 Gefährdungszustände und –häufigkeiten für eine SWR-Anlage	B. Schubert/Vattenfall	16/137
Sitzung A2: Ablauf bei Gefährdungszuständen Leitung: V. Noack, EnBW		19/147
A2-1 Verhalten des Primärsystems eines DWR bei Gefährdungszuständen	U. Stoll, F. Hirmer/FANP	21/147
A2-2-1 Präventive Notfallmaßnahmen bei einem DWR am Beispiel GKN	W. Schwarz/GKN	22/165
A2-2-2 Präventive Notfallmaßnahmen und Implementierungsstand - SWR	H. Ohlmeyer/Vattenfall, H. Förster/RWE	24/175
A2-3 Vermeidung und Reduzierung von Kern- schadenzuständen durch Notfallmaß- nahmen KKP1, KKP2	W. Kircher, J.B. Singh KKP	25/187
Sitzung A3: Unfallablauf und Phänomene Leitung: V. Teschendorff/GRS		27/211
A3-1 Kernschmelzablauf in- und ex-vessel	M. Sonnenkalb/GRS	29/211
A3-2 Mitigative Notfallmaßnahmen und Implementierungsstand	F. Sommer/ E.ON H. Förster/RWE	30/223
A3-2 Simulation von Unfallabläufen für Severe Accident Management	H. Plank/FANP	32/237

		Seite (Kurzfassung/Folien)
A3-4	Containment-Event-Tree: Freisetzungspfade und deren Bedeutung	H. Löffler/GRS 33/249
Sitzung A4: Anlagentechnische Notfallmaßnahmen in ausländischen Anlagen		35/263
Leitung: V. Teschendorff/GRS		
A4-1	Schwedische Anlagen (Schwerpunkt SWR)	J. Bende, Forsmark 37/263
A4-2	Schweizer Anlagen (Schwerpunkt DWR)	J.-U. Klügel/Gösgen, M. Richner/Beznau 40/275
A4-3	Prozeduren zum Management schwerer Störfälle	G. Breiling, W. Tietsch, R. Bastien/Westinghouse 50/287
Sitzung B: F+E Arbeiten zu schweren Störfällen		55/297
Leitung: T. Schulenberg/FZK		
B-1	Status nationaler und internationaler Forschungsvorhaben und abgeleitete Erkenntnisse zum Unfallablauf im Primärsystem (in-vessel)	M. Steinbrück/FZK, M. K. Koch/RUB 57/297
B-2	Status nationaler und internationaler Forschungsvorhaben und abgeleitete Erkenntnisse zum Unfallablauf im Containment (ex-vessel)	H.-J. Allelein/GRS, H. Alsmeyer/FZK 61/315
B-3	Verbleibende Fragestellungen zukünftiger Forschungsarbeiten	W. Scholtyssek/FZK, J. Rohde/GRS 66/329
Sitzung C: Umsetzung der Erkenntnisse in Neuanlagen		71/341
C-1	Aktuelle Neu-Entwicklungen (Gen III) mit Schwerpunkt EPR und SWR 1000	D. Bittermann, S. Bordihn, M. Nie/FANP 73/341
Zusammenfassung und Abschlussdiskussion		75/-
Leitung: H. Fabian/FG Reaktorsicherheit		
Zusammenfassung und Abschlußdiskussion		H. Fabian / FANP 77/-
Liste der Teilnehmer		81/-
Laborbesichtigungen ECO, COMET, QUENCH		95/-

Zielsetzung des Fachtages

**Dr. Fabian
Framatome-ANP**

„Fortschritte bei der Beherrschung und Begrenzung der Folgen auslegungsüberschreitender Ereignisse“

Zielsetzung des Fachtages

H. Fabian, FANP
(Sprecher der Fachgruppe Reaktorsicherheit)

Sehr geehrte Damen und Herren,

im Namen der Kerntechnischen Gesellschaft (KTG) darf ich Sie zum Fachtag der beiden FG „Reaktorsicherheit“ und „Thermo- und Fluidodynamik,“ recht herzlich willkommen heißen; Sprecher der FG „Thermo- und Fluidodynamik“ ist Herr V. Teschendorff (GRS), der die heutige Nachmittagsitzung leiten wird; ich bin Sprecher der FG „Reaktorsicherheit“. Wir freuen uns, dass der Ansatz dieses Fachtages, das gewählte Thema, die Referate und Referenten eine derart große Resonanz über verschiedene mit der Kerntechnik befasste Institutionen hinweg gefunden hat. Statt einer erwarteten Teilnehmerzahl von etwa 75 sind erfreulicherweise mehr als 150 Anmeldungen eingegangen.

Herrn Dr. P. Fritz danke ich ganz herzlich für die Grußworte des Forschungszentrums Karlsruhe (FZK) als gastgebender Institution und der dabei zum Ausdruck gebrachten Bedeutung des Fachtages für den Bereich der Reaktorsicherheitsforschung, des Know-how-Erhaltes und auch die Förderung des kerntechnischen Nachwuchses. Vielen Dank auch für den klaren energiepolitischen Ausblick.

Insbesondere danke ich für die freundliche Bereitstellung der Einrichtungen des Zentrums für „Forschung, Technologie und Umwelt“ (FTU) zur Durchführung unseres Fachtages.

Herrn Prof. Dr. Th. Hartkopf von EnBW danke ich ganz herzlich für die Grußworte aus Sicht eines unserer großen EVU's in Deutschland mit Sitz an unserem Tagungsort Karlsruhe; EnBW betreibt fünf Kernkraftwerke in der Region. Ich denke, dass unser Fachtag auch im Interesse der Betreiber liegt, was nicht zuletzt die große Zahl der teilnehmenden und aktiv auftretenden Mitarbeiter aus den Anlagen bzw. EVU's beweist. Der EnBW vielen Dank für das großzügige Sponsoring unserer Abendveranstaltung, die ein nicht unwesentlichen Programmpunkt unseres Fachtages darstellt.

Mit diesem Fachtag möchten die beiden KTG-Fachgruppen ihre selbst gesteckten Ziele aufgreifen und umsetzen:

- Kommunikation von relevanten Themenstellungen unter KTG-Mitgliedern, mit in der Kerntechnik Beschäftigten sowie mit interessierten Personen der Öffentlichkeit. Auch an den freien Austausch von flankierenden Themenstellungen oder relevanten Aspekten unter den Teilnehmern ist gedacht
- Informationsaustausch über verschiedene kerntechnische Institutionen
- Vertiefte Diskussion eines relevanten Schwerpunktthemas aus dem Arbeitsspektrum der Fachgruppen
- Schwerpunkt dieser Veranstaltung bildet ein Thema, das die nukleare Community in Deutschland in den letzten Jahren maßgeblich beschäftigt hat und in der Zwischenzeit weitgehend etabliert ist. Unter Nutzung der zunehmenden Betriebserfahrung sowie der verbesserten Kenntnisse über das Verhalten der Anlage bei Störfällen wurden die identifizierten, nicht unerheblichen Auslegungsreserven der Anlagen genutzt, um

zusätzliche Maßnahmen gegen Ereignisse zu ergreifen, die über die formalen Auslegungsanforderungen hinaus gehen. Im Rahmen des in unseren Anlagen gepflegten Multi Level Defense in Depth Safety Conceptes bedeutet dies, dass ergänzend zu den formalen Anforderungen der drei gestaffelten Sicherheitsebenen zusätzliche Maßnahmen zur weiteren Reduktion des Risikos ergriffen werden.

- In einer vierten Sicherheitsebene werden neben den bereits etablierten Anforderungen gegen postulierte sehr seltene Ereignisse (wie FLAB und ATWS in Ebene 4a) weitere auslegungsüberschreitende Zustände betrachtet (Ebene 4b). Man differenziert hier nach Notfallmaßnahmen (Accident Management (AM)-Maßnahmen), mit denen bei Ausfall der auslegungsgemäß vorgesehenen Systeme ein dann erreichter Gefährdungszustand wieder beherrscht und ein schwerer Kernschaden verhindert werden kann: Präventive Notfallmaßnahmen. Weiterhin werden zusätzlich Maßnahmen ergriffen, um die Folgen von Freisetzungen in die Umgebung zu begrenzen: Mitigative Notfallmaßnahmen. Diese Weiterentwicklung des bestehenden und bewährten mehrstufigen Sicherheitskonzeptes wurde in den letzten Jahren intensiv verfolgt, die systemtechnischen und thermohydraulischen Hintergründe untersucht und nach Genehmigung in den Anlagen etabliert. Das zog neben technischen Änderungen auch erhebliche administrative Maßnahmen nach sich; entsprechend ergänzende Anweisungen für den Betrieb der Anlage wurden in eigenen Notfallhandbüchern festgeschrieben, s. Abb. 4.
- Natürlich wurden diese Ergänzungen im Sicherheitskonzept auch der behördlichen Prüfung und Genehmigung unterzogen, speziell deren Rückwirkungsfreiheit auf die Basisauslegung. Allerdings wurde die Prüftiefe bei den über den formalen gesetzlichen Anforderungsrahmen hinausgehende Maßnahmen angepasst.

Mit diesen systemtechnischen und administrativen Maßnahmen wurden insgesamt eine weitere vierte Ebene in Multi Level Defense in Depth Sicherheitskonzept geschaffen und in den in Betrieb befindlichen Anlagen in Deutschland realisiert.

Diese Entwicklung wird in wesentlichen Schritten mit ausgewählten Referaten im Rahmen unseres Fachtages reflektiert:

- Ausgehend von den Basisinformationen probabilistischer Sicherheits-Analysen (PSA) wird der Zustand der Anlagen bei Eintritt in einen Gefährdungszustand, d.h. bei Ausfall der auslegungsgemäß vorhandenen Systeme, aufgezeigt; Definitionen, vgl. Abb. 5. Anschließend wird das thermohydraulische Verhalten einer Anlage (Beispiel DWR), ausgehend von einem Gefährdungszustand, bis hin zur Entwicklung eines Kernschadenfalles dargestellt; die Wirksamkeit von präventiven Notfallmaßnahmen wird aufgezeigt. Die in DWR- und in SWR-Anlagen aktuell realisierten Notfallmaßnahmen und die zugehörigen administrativen Maßnahmen werden in zwei Referaten vorgestellt. Schließlich wird die Reduzierung der Kernschadenshäufigkeit durch Einbezug der präventiven Notfallmaßnahmen in eine anlagenspezifische PSA beispielhaft mit quantitativen Ergebnissen ausgewiesen. Die Reduktion des Risikos ist eine Maßgröße für den sicherheitstechnischen Nutzen der Einführung präventiver Notfallmaßnahmen.
- Der zweite Block von Referaten beinhaltet die Abläufe eines Kernschmelzzenarios mit zugehörigen in- und ex-vessel Phänomenen, mit Blick auf das Verhalten der Rückhaltebarrieren Primärkreis (inkl. RDB) und Containment. Die mitigativen

Notfallmaßnahmen und ihre Implementierung in unsere deutschen Anlagen werden explizit vorgestellt. Anschließend wird die Durchführung einer Simulation eines repräsentativen Szenarios - ohne und mit Einbezug von mitigativen Notfallmaßnahmen - gezeigt. Abschließend wird die quantitative Bedeutung von Unfallabläufen speziell der phänomenologischen Aspekte mit Hilfe eines Containment Event Trees (CET) im Hinblick auf die relevanten Freisetzungspfade und deren Bedeutung aus radiologischer Sicht, sowie der schadensbegrenzende Einfluss von mitigativen Notfallmaßnahmen dargestellt.

- Zum Abschluss des ersten Tages werden entsprechende Ansätze und die Umsetzung von Maßnahmen gegen auslegungsüberschreitende Ereignisse in ausländischen Anlagen - speziell der Schweiz und in Schweden - vorgestellt, sowie die Zielsetzung von Severe Accident Management Guidelines referiert.
- Am zweiten Tag wird über die anlagenspezifischen Aspekte hinausgehend ein genereller Status zu den nationalen und internationalen Forschungsarbeiten zum Thema „Schwerer Störfälle“ gegeben. Erkenntnisse zu Unfallabläufen incl. zugehöriger Phänomene innerhalb des Primärsystems und im Containment werden dargestellt und bezüglich ihrer Absicherung bewertet. Verbleibende Fragestellungen zukünftige Forschungsarbeiten werden aufgezeigt.
- In Ergänzung zu den Betrachtungen für in Betrieb befindliche Anlagen wird ein Ausblick auf aktuelle Neuanlagen (Generation III nach NRC), speziell im Hinblick auf die Berücksichtigung von auslegungsüberschreitenden Ereignissen, gegeben; Schwerpunkte sind unsere nationalen Produkte, der EPR und der SWR 1000.
- Über konkrete Fragen im Anschluss an die jeweiligen Referate hinausgehend ist abschließend eine Zusammenfassung und Diskussion mit den Sitzungsleitern, unter Einbezug der Referenten und Fragestellungen aus dem Publikum geplant.
- Nachmittags bietet das FZK eine Besichtigung von relevanten Labors an.

Wir hoffen, mit dieser Palette von Referaten und den flankierenden Diskussionen ein Grundverständnis für die Einführung von Maßnahmen gegen auslegungsüberschreitende Ereignisse geben zu können. Die Verringerung des Restrisikos durch die zusätzlich eingeführten Maßnahmen wird aufgezeigt und bewertet, s. Abb. 5. Mit der hier betrachteten Entwicklung wird ein Aspekt des Fortschrittes in der Reaktorsicherheit in den letzten Jahren in laufenden Anlagen deutlich zum Ausdruck gebracht und damit auch die ständige Anpassung der Anlagen an den Stand von W+T aufgezeigt. Das notwendige Zusammenspiel von Anlagenbetreiber und Hersteller sowie Gutachterinstitutionen mit parallelen laufenden Forschungsarbeiten wird unterstrichen.

Sitzung A1

Erkenntnisse aus der PSA (Stufe 1)

Gefährdungszustände und –häufigkeiten DWR-Anlage

J. Blombach, Framatome-ANP GmbH, Erlangen

Gefährdungszustände sind Anlagenzustände, aus denen sich ohne weitere Maßnahmen (Notfallmaßnahmen) Kernschadenzustände (das eigentliche Untersuchungsziel von PSA Stufe 1) entwickeln können. Die Häufigkeit dieser Gefährdungszustände wurde in PSA'en für alle deutschen DWR ermittelt. Dabei ist die PSA frühzeitig dazu genutzt worden, aus den Sequenzen, die zu Gefährdungszuständen führen, Notfallmaßnahmen abzuleiten, mit denen die Entwicklung von Gefährdungszuständen zu Kernschadenzuständen verhindert werden kann. Hierzu wird die Häufigkeit von Gefährdungszuständen differenziert untersucht und dargestellt bezüglich:

- Beiträgen der einleitenden Ereignisse
- Eintrittshäufigkeiten der einleitenden Ereignisse und Systemunverfügbarkeiten
- Anteilen der Systemfunktionen an der integralen Häufigkeit für Gefährdungszustände

Dies wird an den Ergebnissen für PSA Stufe 1+, die für 3 Konvoi-Anlagen und 4 Vorkonvoi-Anlagen im Verbund durchgeführt wurden, gezeigt. Für je eine Konvoi und eine Vorkonvoi werden die Ergebnisse detailliert dargestellt. Schließlich wird für eine Anlage exemplarisch der Einfluss präventiver Notfallmaßnahmen gezeigt.

Die Ergebnisse lassen folgende Schlussfolgerungen zu:

1. Die Häufigkeiten von Gefährdungszuständen unterscheiden sich aufgrund

- anlagentechnischer Unterschiede und
- unterschiedlicher Begutachtung, im wesentlichen bezüglich
 - a) GVA-Modell
 - b) GVA-Wahrscheinlichkeiten
 - c) Daten für unabhängige Ausfälle
 - d) Bewertung von Handmaßnahmen

2. Die Auswertung der Beiträge ausgefallener Systemfunktionen an der Häufigkeit von Gefährdungszuständen hat zur Entwicklung von Notfallmaßnahmen geführt, mit denen

- die Entwicklung von Kernschäden (Kernschmelze) aus Gefährdungszuständen verhindert werden kann.
- der Anteil von HD-Kernschmelzpfaden durch Überleitung in ND-Kernschmelzpfade verringert werden kann.

Häufigkeit von System- und Kernschadenzuständen für eine SWR-Anlage

B. Schubert
Hamburgische Electricitäts-Werke AG
D-22297 Hamburg
bschubert@hew.de

Probabilistische Sicherheitsanalysen der Stufe 1 (Level 1) werden seit vielen Jahren für Kernkraftwerke durchgeführt. Ziel ist es die Ausgewogenheit der Sicherheitstechnik der Anlagen zu überprüfen. Als Ergebnis der Analysen ergeben sich Häufigkeiten für System- oder Kernschadenzustände. Aus diesen kann auf die Ausgewogenheit des Sicherheitskonzepts geschlossen werden.

Von Systemschadenzuständen spricht man, wenn lediglich die Systemtechnik versagt hat. In diesem Fall geht man davon aus, dass Notfallmaßnahmen einen Kernschaden verhindern können. Anhand der Häufigkeiten für Systemschadenzustände können somit Aussagen zur Ausgewogenheit der verwendeten Systemtechnik gewonnen werden. Ein Systemschadenzustand führt unmittelbar zu einem Kernschaden, wenn die möglichen Notfallmaßnahmen nicht erfolgreich verlaufen oder, systemtechnisch ausgedrückt, ausgefallen sind oder für diesen Systemschadenzustand aus unterschiedlichen Gründen keine Notfallmaßnahme existiert. Anhand der unter Berücksichtigung der Notfallmaßnahmen ermittelten Häufigkeiten für Kernschadenzustände können Aussagen zur Ausgewogenheit des Sicherheitskonzepts der Anlage gewonnen werden.

Level 1 Analysen betrafen zunächst interne auslösende Ereignisse wie Transienten, Kühlmittelverluststörfälle und interne Überflutungsszenarien. Diese Ereignisse bildeten auch die Basis für die Entwicklung von Notfallmaßnahmen. Es zeigt sich, dass etwa EVA-Ereignisse, Brände usw. zu ähnlichen Abläufen führen und deshalb die gleichen Notfallmaßnahmen wirksam sind. Die präsentierten Ergebnisse beziehen sich deshalb auf die Basisanalyse, bei der nur die genannten anlageninternen Ereignisse untersucht werden.

Die Ereignisablaufanalyse für verschiedene anlageninterne auslösende Ereignisse führt immer wieder auf die gleichen Sicherheitsfunktionen, die im Verlauf des Störfallablaufs angefordert werden und zur Beherrschung des Ereignisses erforderlich sind. Bei Siedewasserreaktoranlagen sind dies

- Reaktorschnellabschaltung
- Druckbegrenzung
- Hochdruckeinspeisung
- Überspeisungsschutz
- Durchdringungsabschluss
- Automatische Druckentlastung
- Niederdruckfluten
- Nachwärmeabfuhr aus Reaktordruckbehälter und/oder Kondensationskammer

Die Bewertung der einzelnen Störfallabläufe geschieht anhand des herrschenden thermodynamischen Zustands zum Zeitpunkt des Eintritts eines System oder

Kernschadenzustands im Reaktordruckbehälter oder dem Sicherheitsbehälter. Im Wesentlichen lassen sich folgende Kategorien definieren:

- Ausfall Reaktorabschaltung
- System-/Kernschadenzustand im Hochdruckbereich
- System-/Kernschadenzustand im Niederdruckbereich
- Sicherheitsbehälterversagen

Entsprechend diesen Kategorien können auch zeitliche Kategorien definiert werden. Dabei geht es bei der Level 1 Analyse insbesondere darum, ob nach dem Eintritt eines Systemschadenzustandes ausreichend Zeit für die Einleitung von Notfallmaßnahmen zur Verhinderung des Kernschadens bleibt. Notfallmaßnahmen im Hochdruckbereich oder ATWS sind deshalb nicht vorhanden oder wurden in der Systemtechnik bereits berücksichtigt. Um den Analyseaufwand zu begrenzen, wurde bei den Analysen angenommen, dass Notfallmaßnahmen erst nach > 1 h wirksam werden. Für den jeweiligen Störfallablauf muss deshalb abgeschätzt werden, ob die bis zu diesem Zeitpunkt einspeisbare Menge Wasser größer als die verdampfende Menge ist. Da die Abläufe sich jedoch ähneln, muss dies nicht für jeden Störfall erfolgen, sondern kann übertragen werden.

Die verfügbaren Notfallmaßnahmen können gruppiert werden in Notfallmaßnahmen, die Energie bereitstellen, Kühlmittel bereitstellen, Druckentlastung des SHB bewirken. Als Notfallmaßnahmen kommen folgende Maßnahmen zum Einsatz:

- RDB-Einspeisung mit mobiler Pumpe, Feuerlöschsystem, RS/TE-System, aus Speisewasserbehälter
- Herstellung der Energieversorgung durch angrenzende Kraftwerke (Gasturbinenwerk, Pumpspeicherwerk)
- Druckentlastung des SHB (Venting)

Die Bewertung und Quantifizierung der Notfallmaßnahmen erfolgt mit dem THERP/ASEP-Verfahren. Dabei wurden im Hinblick auf die Komplexität und Ausfallwahrscheinlichkeit abdeckende repräsentative Maßnahmen ausgesucht. Diese wurden detailliert untersucht. Die Ergebnisse zeigen Werte von $< \text{ca. } 0,02$. Da mehrere redundante Maßnahmen wegen vorhandener Abhängigkeiten nicht direkt multiplikativ berechnet werden können, wurde für einen solchen Fall ein oberer abschätzender Wert von $0,01$ definiert. Eine detaillierte Analyse erfolgte für einen solchen Fall nicht.

Ergebnisse System/Kernschadenzustände, Einfluss der Anlagentechnik (GVA), Einfluss der Notfallmaßnahmen

Die Häufigkeiten für Systemschadenzustände bewegen sich zwischen $\text{ca. } 8 \times 10^{-6}$ und 6×10^{-6} . Die Häufigkeit von Kernschadenzuständen ergibt sich zu $\text{ca. } 5 \times 10^{-6}$ bis 2×10^{-6} für die oben genannten internen auslösenden Ereignisse. Die dominanten Beiträge liefern dabei Transientenereignisse. Durch Notfallmaßnahmen können insbesondere LOCA-Ereignisse positiv beeinflusst werden. Ihre Beiträge reduzieren sich am deutlichsten. Anhand des Beitrages der Ereignisabläufe, die zu Systemschadenzuständen führen, wird die Wirksamkeit der Notfallmaßnahmen deutlich. Der Beitrag von 75% zu den Systemschadenzuständen reduziert sich auf einen Beitrag von ca. 50% zu den Kernschadenzuständen. Anhand der Importanzen der Analysen kann auch gezeigt werden, dass Notfallmaßnahmen auch als Redundanz zu Mehrfach-Ausfällen (GVA) angesehen

werden können und damit dominante Beiträge von Komponenten oder Komponentengruppen reduziert werden können.

Die Analysen zeigen insgesamt, dass

- Notfallmaßnahmen die Schadenshäufigkeit um den Faktor 0,36 bis 0,64 reduzieren können,
- Notfallmaßnahmen vorwiegend auf langsam ablaufenden Ereignissequenzen erfolgreich sind,
- der Anteil schnell ablaufender Endzustände dadurch zunimmt,
- dominante Beiträge durch Notfallmaßnahmen besonders beeinflusst werden.

Sitzung A2

Ablauf bei Gefährdungszuständen

Verhalten des Primärsystems eines DWR bei Gefährdungszuständen

U. Stoll, F. Hirmer
Framatome ANP (NGPS1)

Zur Minimierung des Restrisikos bei auslegungüberschreitenden Ereignissen sind zusätzliche Maßnahmen, sog. Notfallmaßnahmen vorgesehen, um ausgefallene Sicherheitsfunktionen wieder zu aktivieren.

Für die Ermittlung der Wirksamkeit dieser Notfallmaßnahmen und für die Überprüfung der erforderlichen Karennzeiten werden umfangreiche thermohydraulische Analysen zum Verhalten des Primärsystems bei Gefährdungszuständen im Rahmen des Gesamtanlagenverhaltens mit dem Programmsystem S-RELAP/EUMOD/NLOOP durchgeführt.

Als abdeckende auslegungüberschreitende Ereignisse werden der „Totalausfall der Speisewasserversorgung“ (Hauptspeise-, An- und Abfahr- sowie Notspeisepumpen) sowie der sog. „Station black out“ (Ausfall EB-Versorgung, D1- und D2-Netz) analysiert.

Im vorliegenden Referat wird für eine neuere DWR-Anlage am Beispiel des Totalausfalles der Speisewasserversorgung das Anlagenverhalten ohne Notfallmaßnahmen mit zeitlichem Verlauf der thermohydraulischen Parameter aufgezeigt. Auf dieser Basis können die Karennzeiten bis hin zur Entwicklung eines schweren Kernschadens abgeleitet werden.

Desweiteren wird dasselbe Ereignis mit Berücksichtigung der sekundärseitigen Notfallmaßnahmen (SDE) sowie mit Berücksichtigung der primärseitigen Notfallmaßnahmen (PDE) analysiert und dargestellt.

Die Analysen zeigen, dass mit den vorliegenden methodischen Werkzeugen das Anlagenverhalten bei auslegungüberschreitenden Ereignissen zuverlässig berechnet werden kann. Damit können die erforderlichen Karennzeiten für die Einleitung von Notfallmaßnahmen bestimmt und die Wirksamkeit der vorgesehenen Notfallmaßnahmen überprüft werden. Durch die Nutzung der in den Anlagen vorhandenen Auslegungsreserven ist bei geeigneten Notfallmaßnahmen auch die Beherrschung auslegungüberschreitender Ereignisse möglich. Die betrachteten Szenarien wurden auch in der PKL-Anlage eingehend experimentell untersucht mit Bestätigung der analytischen Ergebnisse.

Präventive Notfallmaßnahmen bei einem DWR am Beispiel GKN

Wolfgang Schwarz
Gemeinschaftskernkraftwerk Neckar

Der Gedanke, Notfallmaßnahmen vorzusehen, entstand nach dem Störfall von Tschernobyl. Damit wurde im Sicherheitskonzept der deutschen Kernkraftwerke eine weitere Sicherheitsebene geschaffen. Der Grundgedanke war damals, einfache Einrichtungen auch betrieblicher Art zu nutzen um die Auswirkungen von Schäden zu verringern.

Die Entwicklung war damals recht spontaner Art. Eine systematische Entwicklung und Ausarbeitung von Notfallmaßnahmen war auf Grund der Gegebenheiten nicht möglich. Wesentliche Impulse kamen aus der Risikostudie B sowie aus Beschlüssen der Reaktorsicherheitskommission.

Die Form der Notfallhandbücher und der Notfallmaßnahmen entwickelte sich sehr unterschiedlich, je nach Intention des Betreibers bzw. der Aufsichtsbehörde. Das Spektrum reicht von einigen wenigen sehr wirksamen Notfallmaßnahmen bis hin zu einer Fülle von Maßnahmen, die in irgendeiner Form hilfreich sein könnten.

An dieser Stelle sollen vier Notfallmaßnahmen genannt werden, die für alle DWR eingeführt wurden und die vor dem Hintergrund Risikostudie und RSK für alle in gleicher Weise gefordert waren. Bei diesen Notfallmaßnahmen handelt es sich um

1. Reihenschaltung ND / HD Notkühleinspeisesysteme
2. Sekundärseitige Druckentlastung und Bespeisung
3. Primärseitige Druckentlastung und Bespeisung
4. Ersatzstromversorgung

Zu 1) Bei der Reihenschaltung der ND / HD Notkühlsysteme wurde die Möglichkeit geschaffen, auch bei höheren Drücken im Primärkreis das Sumpfwasser für die Notkühleinspeisung verfügbar zu machen. Dazu wurde von der Druckseite der Nachkühlpumpe eine Leitung auf die Saugseite der HD-Pumpe gelegt und so über diese Reihenschaltung ermöglicht, das Wasser aus dem Sumpf über den Nachwärmekühler auch bei einem Druck bis zu 120 bar in den Primärkreis einzuspeisen. Damit ist die strenge Randbedingung für die Notkühlung, dass die ND-Pumpen bzw. die Sumpfansaugung erst unterhalb von 10 bar möglich ist, aufgehoben.

Zu 2) Diese Maßnahme resultiert insbesondere aus der Risikostudie. Bei diesem sekundärseitigen Druckentlasten und Bespeisen soll der Ausfall der sekundärseitigen Wärmesenke beherrscht werden, indem bei niedrigem Druck mit betrieblichen oder Hilfsspeisesystemen Wasser in die Dampferzeuger gefördert wird. Zu diesem Zweck ist die Sekundärseite der Dampferzeuger im Druck zu entlasten und mit einer mobilen Feuerlöschpumpe aus den Notspeisebecken zu bespeisen. Die entsprechenden Einrichtungen wurden nachgerüstet und sind heute bei allen DWR vorhanden.

Zu 3) Bei dieser Maßnahme handelt es sich um eine Maßnahme gegen das Hochdruckversagen des Primärkreislaufs. Mit der primärseitigen Druckentlastung und

Bespeisung soll bei ausgefallener Wärmesenke das Hochdruckversagen und damit Folgeschäden am Sicherheitsbehälter verhindert werden.

Dazu werden alle Druckhalterarmaturen bei bereits weitgehend geleertem Primärkreis geöffnet und so versucht, das Wasser der Druckspeicher wenn noch vorhanden zu nutzen, um den aufgeheizten Kern wieder zu benetzen. Sollte keine weitere Bespeisungsmöglichkeit verfügbar sein sollte, kann damit der Druck so gering gehalten werden, dass es beim Versagen des Reaktorkerns bzw. beim Versagen des RDB nicht zu einem katastrophalen Verlauf kommt.

Zu 4) Bei dieser Maßnahme handelt es sich um Ersatzmaßnahmen zur Stromversorgung. Nachdem seitens des Regelwerks zwei unabhängige Netze verlangt werden, wurde hier eine zusätzliche Drittnetzeinspeisung installiert, mit der die notwendigen Einrichtungen zur Kernkühlung und zum Sicherheitseinschluss betätigt werden können.

Für diese zusätzliche Stromversorgung gibt es konkrete Vorgaben. So ist z. B. die Anbindung statt über eine Freileitung über ein Kabel sicherzustellen und die Versorgung ist durch Handmaßnahmen auf die entsprechenden Schaltanlagen vorzunehmen.

Im Ergebnis sind diese 4 genannten Notfallmaßnahmen äußerst wirksam. Das zeigt sich insbesondere auch bei den probabilistischen Sicherheitsanalysen bis hin zu Level 2, bei der sich diese Wirksamkeit erst richtig deutlich zeigt.

Präventive Notfallmaßnahmen und Implementierungsstand - SWR

H. Ohlmeyer/VE-HEW, H. Förster/RWE-Energie

Der nachfolgende Vortrag zeigt in Überblicksform den momentanen Implementierungsstand für die präventiven Notfallmaßnahmen in den Deutschen SWR-Anlagen. Hierbei muss darauf hingewiesen werden, dass aufgrund der anlagenspezifischen Unterschiede und der länderspezifischen Aufsichtsverfahren heute Unterschiede in der Struktur der Notfallhandbücher sowie in der Anzahl der spezifizierten Notfallmaßnahmen existieren. Dies gilt insbesondere für die Einspeisung von Kühlmittel in den RDB, da dies der Ausgangspunkt für die Entwicklung der Maßnahmen Ende der 80er Jahre war. Einzelne Maßnahmen, die eindeutig auslegungsüberschreitenden Charakter haben, finden sich teil-weise in den „schutzzielorientierten BHB’s“. Generell ist jedoch festzustellen, dass bezüglich der relevanten Schutzfunktionen „Kernkühlung“ und „Druckführung RDB“ ein nahezu identischer Implementierungsstand erreicht ist.

Aufgrund der Durchführung und Begutachtung der anlagenspezifischen PSA’s wurden in den letzten Jahren in einzelnen Anlagen noch spezielle Notfallprozeduren ergänzt, die als anlagenspezifische Optimierungen der Maßnahmen in der Sicherheitsebene 4 anzusehen sind.

Weitere Verbesserungen sind nur durch die gezielte Bewertung der Maßnahmen in den anlagenspezifischen PSA’s möglich.

Fortschritte bei der Beherrschung und Begrenzung der Folgen Auslegungsüberschreitender Ereignisse.

J. B. Singh, W. Kircher
EnBW Kraftwerke AG, Kernkraftwerk Philippsburg

Das Ziel von probabilistischen Sicherheitsanalysen (PSA) in Kernkraftwerken ist die Bewertung des Sicherheitsniveaus und der sicherheitstechnischen Ausgewogenheit der Anlage. Zur umfassenden und realistischen Bewertung der Sicherheit einer Anlage mittels PSA ist die Berücksichtigung von Notfallmaßnahmen erforderlich. D. h. , dass neben der Häufigkeit der Systemschadenzustände die Häufigkeit von Kernschadenzuständen zu ermitteln ist. Für die Kernkraftwerksanlage Philippsburg mit einem Siedewasserreaktor der Baulinie 69 mit 926 MW elektrischer Leistung (KKP 1) und einem Druckwasserreaktor vom Vorkonvoi-Typ mit 1458 MW elektrischer Leistung (KKP 2) wurden ausgewählte Notfallmaßnahmen in die PSAen einbezogen. Die Analyse ergab, dass bei KKP 1 78 % und bei KKP 2 71 % der Gefährdungszustände durch die Notfallmaßnahmen in kontrollierte Anlagenzustände überführt werden können. Die berücksichtigten Notfallmaßnahmen bewirken bei KKP 1 und KKP 2 ausgewogene Beiträge der einzelnen auslösenden Ereignisse zur Kernschadenshäufigkeit.

Sitzung A3

Unfallablauf und Phänomene

Kernschmelzablauf In- und Ex-vessel

Dr. Martin Sonnenkalb
Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) mbH Köln

Der Vortrag gibt einen Überblick über wesentliche Vorgänge und Phänomene bei einem angenommenen Kernschmelzablauf in einem Leistungsreaktor, wobei auf Unterschiede zwischen DWR und SWR eingegangen wird.

Gekennzeichnet ist ein Kernschmelzablauf durch die Kernaufheizung begleitet mit einer Zry-Oxidation der Brennstabhüllrohre/Brennelementkästen unter Bildung von Wasserstoff, dem frühzeitigen Schmelzen der Steuerstäbe, dem Versagen der Brennstäbe und der Bildung, Umlagerung und Erstarrung metallischer/keramischer Kernschmelze sowie der Freisetzung von Edelgasen und Aerosolen aus dem Kernbrennstoff. Für die Spätphase eines Kernzerstörungsablaufes sind die Bildung eines Schmelzepools im Kernbereich und seine Umlagerung und die Wechselwirkung von Kernschmelze mit Restwasser im unteren Plenum sowie verschiedene Vorgänge beim RDB-Versagen charakteristisch. Nach Versagen des RDB kann es zu einer anhaltenden Beton-Schmelze-Wechselwirkung kommen, begleitet von der Freisetzung nichtkondensierbarer Gase und von Aerosolen.

Durch den Einsatz unterschiedlicher Materialien im Reaktorkern in DWR und SWR sowie generell konstruktive Unterschiede laufen einzelne Vorgänge der Kernzerstörung auf unterschiedlichem Temperaturniveau ab bzw. bedingen andere Abläufe, wie z.B. die Art des RDB-Versagens.

Die Auswirkungen eines Kernschmelzablaufes auf eine DWR- oder SWR-Anlage sind stark anlagenspezifisch. Zur Veranschaulichung der im Vortrag beschriebenen Phänomene werden Ergebnisse einer Rechnung eines Kernschmelzablaufes mit MELCOR für eine SWR-Anlage mit dem GRS-Simulator ATLAS dargestellt.

Mitigative Notfallmaßnahmen und Implementierungsstand

F. Sommer, E.ON Kernkraft
H. Förster, RWE

Anlagenzustände mit auslegungsüberschreitenden Ausfällen bei sicherheitstechnischen Einrichtungen werden wegen ihrer geringen Eintrittswahrscheinlichkeit in die Sicherheitsebene 4b eingeordnet. In dieser Ebene ist zunächst vorgesehen durch die flexible Nutzung der vorhandenen Einrichtungen (Accident Management) das Auftreten schwerer Kernschäden zu verhindern. Ziel dieser Maßnahmen ist die Erhaltung oder Wiederherstellung der Kühlung des Reaktorkerns selbst dann, wenn erste Kernschäden bereits eingetreten sind.

Ein Anlagenzustand in dem mitigative Notfallmaßnahmen zur Eindämmung schwerer Kernschäden notwendig werden, würde nur erreicht, wenn zusätzlich zum Versagen der auf der Ebene 3 vorgesehenen Maßnahmen die Accident Management Maßnahmen versagen sollten. Die mitigativen Notfallmaßnahmen sind damit für extrem unwahrscheinliche Ereignisse vorgesehen und konzentrieren sich auf die Erhaltung der noch vorhandenen aktivitätseinschließenden Barrieren und auf die Absicherung eines langfristig kontrollierten Zustandes zum Schutze der Umgebung. Nachfolgend wird eine Übersicht über verschiedene mitigative Notfallmaßnahmen gegeben:

Wasserstoffrekombinatoren

Aufgrund von Metall-Wasser-Reaktionen wird bei einem unterstellten Kernschmelzvorgang Wasserstoff in den Reaktordruckbehälter freigesetzt. Abhängig vom unterstellten Szenario erfolgt die Ausbreitung und Verteilung des Wasserstoffs innerhalb des Sicherheitsbehälters in unterschiedlicher Form. Um den Wasserstoffgehalt in den verschiedenen Anlagenräumen und Raumbereichen möglichst unterhalb der Zündgrenze zu halten, ist ein System von Rekombinatoren, die im gesamten Sicherheitsbehälter verteilt sind, vorgesehen. Die Rekombinatoren sind insbesondere in den Hauptströmungspfaden und in sogenannten Toträumen, in denen sich vermehrt Wasserstoff ansammeln kann, angeordnet. Der Verteilung der Rekombinatoren im Reaktorsicherheitsbehälter liegen Untersuchungen zur Wasserstoffentstehung und -ausbreitung bei repräsentativen Szenarien zugrunde.

Druckentlastung des Reaktordruckbehälters

Im Falle eines auslegungsüberschreitenden Ereignisses mit Kernschmelze kann es im Verlaufe des Ereignisses innerhalb von 2-3 Tagen zu Druckanstiegen im Containment bis über den Auslegungsdruck kommen. Um die Integrität des Sicherheitsbehälters zu erhalten und damit eine unkontrollierte Ausbreitung der durch die Kernschmelze freigesetzte Radioaktivität zu vermeiden, kann eine gefilterte Druckentlastung des Reaktorsicherheitsbehälters durchgeführt werden. Gefiltert werden Jod und aerosolgebundene Radionuklide. Die in die Atmosphäre abgegebene Aktivität wird dabei durch geeignete Überwachungseinrichtungen für Edelgase, Aerosole und nichtaerosolgebundene Jodverbindungen kontrolliert.

Unfall-Probenahmesystem

Im Verlauf eines auslegungsüberschreitenden Ereignisses können verschiedene Phasen der Schädigung des Reaktorkerns unterschieden werden, die durch die Freisetzung unterschiedlicher Mengen und Gemische von Radionukliden in den Sicherheitsbehälter gekennzeichnet sind. Zur Abschätzung der Zusammensetzung der Behälteratmosphäre nach einem solchen Ereignis kann mit dem Unfallprobenahmesystem eine Probe der Sicherheitsbehälteratmosphäre genommen werden. Durch Auswertung dieser Probe kann das in den Sicherheitsbehälter freigesetzte Inventar an Radionukliden bestimmt werden, und daraus können z. B. Rückschlüsse auf den Zustand des Reaktorkerns und das Ausmaß der Schädigung erfolgen.

Die Implementierung der mitigativen Notfallmaßnahmen ist in den deutschen Druckwasserreaktoren weitgehend umgesetzt.

Simulation von Unfallabläufen für Severe Accident Management

H. Plank, Framatome ANP GmbH,

Das Framatome ANP GmbH Konzept zum Notfallmanagement bei schweren Störfällen besteht aus 7 Elementen:

- Analyse von repräsentativen Szenarien für einzelne Anlagen bzw. Anlagengruppen
 - Bestimmung des Anlagenzustands
 - Bewertung der Störfallinstrumentierung bzgl. ihrer Verfügbarkeit bei schweren Störfällen
 - Erstellung von Hilfsmitteln zur Bestimmung des Anlagenzustands, der Prognose des Unfallablaufs und der Detaillierung der mitigativen Maßnahmen
 - Erstellung von Notfallstrategien in Abhängigkeit vom Anlagenzustand
 - Erstellung von Richtlinien bzw. Prozeduren für einzelne mitigative Maßnahmen
 - Schulung des Notfallstabs und der Betriebsmannschaft
-
- Ausfall Wechselstromversorgung
 - Ausfall Speisewasserversorgung
 - Kühlmittelverluststörfall $< 50 \text{ cm}^2$
 - HD, Nachwärmeabfuhr über Dampferzeuger nicht verfügbar
 - MD, kein sekundärseitiges Abfahren
 - ND1, sekundärseitige Druckentlastung
 - ND2, primärseitige Druckentlastung
 - Kühlmittelverluststörfall $50 \text{ cm}^2 < 100 \text{ cm}^2$
 - Kühlmittelverluststörfall $100 \text{ cm}^2 < 500 \text{ cm}^2$
 - Dampferzeuger Heizrohrbruch
 - Defekter Dampferzeuger isoliert
 - Defekter Dampferzeuger nicht isoliert

Als Analysesimulator wird die Software SIMTM/TVP von Risk Management Associates Inc. eingesetzt. Die wesentlichen Merkmale dieses Analysesimulators sind:

- Interaktiver Modul durch Kopplung mit RELAP oder MELCOR (eine Kopplung mit RELAP/SCDAPSIM wird demnächst ebenfalls verfügbar sein) mit einer Rechengeschwindigkeit auf zur Zeit üblichen PCs deutlich schneller als Echtzeit
- Wiedergabe von vorausgerechneten Szenarien als Movies in beliebiger Geschwindigkeit
- Darstellung der Ergebnisse in üblichen x-y Diagrammen
- Aufteilung der darzustellenden Systeme (Screens) auf mehrere Bildschirme
- Erstellung/Modifikation der Screens und Verknüpfung der Parameter mit dem Treiberprogramm mittels eines Editors

Containment Event Tree: Freisetzungspfade und deren Bedeutung

Horst Löffler, Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) mbH, Köln

Unfallablaufbäume (containment event trees) und Ereignisbaumanalysen sind zentrale Elemente von probabilistischen Sicherheitsanalysen (PSA) der Stufe 2. Diese sind in vielen Ländern Pflicht, und auch in Deutschland wird zur Zeit ein Leitfaden für PSA der Stufe 2 vorbereitet. Aufgrund der Erfahrungen in der GRS werden wesentliche Merkmale der Ereignisbaumanalysen vorgestellt:

- Aufbau und Quantifizierung eines Ereignisbaumes
- Zu berücksichtigende Phänomene
- Auswertung der Ereignisbaumanalyse

Anhand der Anlage GKN2 wird beispielhaft gezeigt, welche Resultate mit einer PSA der Stufe 2 erzielt werden können und wie die bestehenden Unsicherheiten das Ergebnis beeinflussen.

Für die Anlagen GKN2 und KKP1 werden die bei Unfällen wesentlichen Freisetzungspfade für Radionuklide und ihre Bedeutung beschrieben.

Sitzung A4

Anlagentechnische Notfallmaßnahmen in ausländischen Anlagen

Severe Accident Mitigation Systems at Forsmark NPP, Sweden

J. Bende, Forsmark

The story about severe accident mitigation systems started in 1981 when the Swedish government requested that the potential for the accidental release of radioactive materials from Swedish Nuclear Power Plant and the need for filtered vents or other mitigation devices had to be evaluated.

Regulatory decisions formulated in 1986 forced all operators to demonstrate, before the end of 1988, that the authority requirements were met.

The requirements were:

- Deaths in acute disease shall not occur
- Land contamination that impedes the use of large areas for a long period must be prevented
- Events with an extremely low probability may be excluded (10^{-7} /year)

It was also said that the two first criteria were met if the release is limited to 0,1% of the core inventory of Cs-134 and Cs-137 of a 1800 MW (thermal) reactor. Forsmark 3, for example, has a thermal power of 3300 MW which means that the release must be limited to 0,06% of the core inventory.

By having this limit, and of course living up to it means that only a few km² will have a ground dose higher than 50 mSv.

Design Events

Two design events are considered. They will cover all other events or combinations of events:

- Large diameter pipe rupture inside containment and fault pressure suppression function caused by leakage between Dry Well and Wet Well.

The solution for handling that event is a Containment pressure relief system.

The other event is

- Extended loss (>24h) of all AC Power Supply

To handle this situation we have a System for containment flooding and filtered pressure relief system for the containment.

The Severe Accident Mitigation systems in Forsmark have an independent, battery and diesel backed, Power Supply.

The units are also expected to handle a core melt down without exceeding the limit for core inventory release even though the probability is lower than 10^{-7} /year.

No credit is taken for Manual actions during the first 8 hours. During the first 24 hours, credit is taken only for simple, well-prepared actions.

The Containments are inerted during operation to avoid hydrogen explosions. There are two separate trains in the system for Containment recombination.

Also the Severe Accident Mitigation systems are inerted during normal plant operation.

A brief description of the new severe accident mitigation systems that were designed and installed during 1987-1988 follows:

Containment pressure relief system

This is a system for rapid containment decompression

The system contains a large pipe, two electrically operated valves, a rupture disc and a cover. The valves in the decompression pipe are normally open and will get an automatic order to close 10 minutes after the Reactor Protection System has ordered Scram and Containment Isolation.

If the containment pressure during this 15 minutes will rise above 7,5 bar (a) / 0,75 MPa the rupture disc will burst and decompression will be done to the atmosphere.

In these first 15 minutes no core damages or core meltdown are anticipated and therefore there will be no or very small activity releases to the atmosphere.

System for Controlled relief to atmosphere

System for a controlled/filtered containment decompression.

The system is built for automatic or manual containment decompression through a Water Scrubber.

The scrubber has a designed particle and iodine collecting efficiency of 99%. The testing has showed a collecting efficiency of at least 99,8%.

System for Lower Dry Well flooding

In Unit 1 and 2 Valves in the Containment Spray System is used for Lower Dry Well flooding but in unit 3 new valves was installed for lower dry well flooding.

The Flooding of lower dry well starts automatically 30 minutes after Reactor Protection System has ordered Scram and Containment Isolation. Manuel actions to stop the flooding can be done if the Containment isolation signal no longer is active.

After 1 hour the levels are equalised and Lower Dry Well will contain approximately 500 m³.

Containment Penetrations Shields

Shields protect containment penetrations in Lower Dry Well. The shields are designed to be cooled by natural circulation of water. The shields are made of stainless steel and will delay and maybe prevent direct contact between penetration and core melt.

The shields might also protect the penetrations from material falling down during Reactor vessel melt through and direct radiation.

System for redundant Containment Spray Water Source

At a severe accident and no ordinary cooling system available water will be filled into the containment by the containment spray system. Water Source can be either water from the fire protection system and diesel driven pumps or by any other mobile water tank as fire fighting vehicles for example. Water will be sprayed in upper dry well.

Containment will be filled with water until 1 meter above Reactor Vessel bottom. Analysis has showed that more water wouldn't give any better cooling effect. You just have more contaminated water to take care of.

Severe Accident Measuring

New equipment for Severe Accident measuring has been installed. It is measurement for Temperature, Activity, Pressure and Water Level in Upper Dry Well as well as in Lower Dry Well and Wet Well. The equipment is qualified for Severe Accidents.

Ventilation System connected to the central control room.

All three units in Forsmark have the originally designed Main Control Room Ventilation system where the Control Room can be isolated and the inlet air can be carbon filtered.

New Authority Requirements

The expected New requirements (to be released at the end of 2003) from the Swedish Nuclear Power Inspectorate (SKI) will most probably not lead to any modification in the system for Severe Accident Mitigation in Forsmark. Some Modifications of the ordinary Safety Systems will however be required.

Unsolved Problem that might be raised is for example

-Long Term Containment Heat Removal (> 30 days up to 5 years)

Some modifications are already decided upon.

We are about to design a System for pH adjustment of water inside Containment.

Some Modifications in Post Accident Measurement System will be done. The present system will expose the personnel to unacceptably high radiation doses.

Open/Ongoing issues.

Example are:

-Reactor Vessel Venting when the Containment filled with Water.

-In- and Ex- Vessel Core Melt coolability

Anlagentechnische Notfallmassnahmen in Schweizer Kernkraftwerken (DWR)

Dr. Jens-Uwe Klügel (Kernkraftwerk Gösgen-Däniken), M. Richner (Kernkraftwerk Beznau)

Einleitung und historischer Rückblick

In der Schweiz sind zur Zeit drei Druckwasserreaktoren in Betrieb:

- das Kernkraftwerk Gösgen (Aufnahme des kommerziellen Leistungsbetriebs 1979, Drei-Loop-Anlage, 970 MWe, Reaktorlieferant KWU)
- Das Kernkraftwerk Beznau mit zwei DWR-Blöcken (Aufnahme des kommerziellen Leistungsbetriebs 1969 und 1971, je ca. 355 MWe, Reaktorlieferant Westinghouse)

Die Entwicklung und Einführung von Notfallmassnahmen in der Schweiz war im wesentlichen geprägt durch:

- die Auswertung internationaler Erfahrungen und der Schlussfolgerungen aus aufgetretenen schweren Unfällen oder Beinaheunfällen (TMI, Tschernobyl, Barsebäck etc.)
- die systematische Analyse auslegungüberschreitender Unfallabläufe im Rahmen anlagespezifischer Probabilistischer Sicherheitsanalysen.

Die Auswertung der internationalen Erfahrungen und der Lehren aus eingetretenen Unfällen führte Mitte der achtziger Jahre zu einem behördlich beaufsichtigten Programm von Massnahmen gegen schwere Unfälle (MSU). Eine der Forderungen dieses Programms bestand in der Erstellung einer vollständigen anlagespezifischen PSA (anlageninterne auslösende Ereignisse und alle anlageninternen übergreifenden Ereignisse und externen Einwirkungen in der Stufe 1, Stufe 2 und Stillstands-PSA).

Die wichtigsten anlagentechnischen Anforderungen (Hardware) an Notfallmassnahmen wurden in der HSK-Richtlinie R 103 festgeschrieben, die 1987 verabschiedet wurde. Anforderungen an Notfallmassnahmen gemäss HSK-Richtlinie R103 „Anlageninterne Massnahmen gegen die Folgen schwerer Unfälle“ und weiterführende behördliche Anforderungen.

Die Anforderungen der Richtlinie R103 lassen sich in vier Teile untergliedern:

- Anforderungen zum Schutz des Primärcontainments (Schweizer DWR haben grundsätzlich ein Doppelcontainment)
- Anforderungen zum Schutz des Betriebspersonals
- Vorgehensregeln
- Störfallinstrumentierung

Anforderungen zum Schutz des Primärcontainments

Dieser Teil der Anforderungen umfasst 5 Einzelmassnahmen, die nachstehend aufgeführt und kommentiert werden.

1. Entlastung des Reaktordruckbehälters

„Um die Sequenz „Durchschmelzen des Reaktordruckbehälters bei hohem Druck (Hochdruckpfad)“ zu eliminieren, soll eine Druckentlastung des Reaktorkühlsystems möglich sein.“

Die Richtlinie verlangt nicht ausdrücklich eine primärseitige Druckentlastung (sonst wäre der Ausdruck „direkt“ verwendet worden). Eine ausreichend zuverlässige Druckentlastung über die Sekundärseite einschliesslich der erforderlichen Wärmeabfuhr erfüllt diese Anforderung auch.

2. Wasserstoffbeherrschung

„Entsprechende Massnahmen sollen verhindern, dass sich nach einem schweren Unfall Wasserstoff im Containment - global oder lokal - in einer solchen Konzentration ansammelt, dass bei einer Zündung das Containment gefährdet wäre.“

Die Richtlinie verlangt nicht ausdrücklich technische Massnahmen, sondern lässt die Option offen, nachzuweisen, dass eine Gefährdung des Containments ausgeschlossen werden kann. Dabei muss auch die Kohlenmonoxidbildung berücksichtigt werden.

3. Flutung des geschmolzenen Kern

„Um bei einem Kernschmelzunfall mit Durchschmelzen des Reaktordruckbehälters die Kernschmelze kühlen zu können, soll die Möglichkeit bestehen, den Bereich unterhalb des Reaktordruckbehälters mit Wasser zu fluten und langfristig unter Wasser zu halten. Neben dem Einsatz vorhandener Systeme soll die Flutung auch mittels externem Wasser und ohne Benützung aktiver Komponenten der bestehenden Kern- und Containmentkühlsysteme möglich sein.“

Diese Massnahme wurde wegen der phänomenologischen Unsicherheiten, die im Zusammenhang mit dem Ablauf einer möglichen externen Dampfexplosion beim Absturz eines geschmolzenen Kerns in die Reaktorgrube über lange Zeit bestanden, in der Praxis so interpretiert, dass auch eine Kühlung der Schmelze von oben durch Einspeisung in den Reaktordruckbehälter den Zweck erfüllt.

4. Begrenzung des Dampfdrucks in der Containment-Atmosphäre

„Es soll eine Einrichtung zur Verhinderung der Dampfproduktion im Containment oder zur Kondensation des Dampfes aus der Containment-Atmosphäre vorhanden und innerhalb der nötigen Zeit einsatzfähig sein. Diese Einrichtung soll bezüglich aktiver Komponenten unabhängig von den bestehenden Kern- und Containmentkühlsystemen sein und vorzugsweise auf der Einspeisung oder Versprühung von kaltem, externem Wasser beruhen.“

Die Begrenzung des Dampfdrucks kann grundsätzlich auch über andere Wege der Nachwärmeabfuhr aus dem Containment erfolgen, z.B. durch Sumpfkühlung oder Kühlung des Wasserinventars im BE-Lagerbecken. Die Kondensation des Wasserdampfes kann nachteilige Auswirkungen auf die Wasserstoffbeherrschung haben, da die Containment-Inertisierung dadurch aufgehoben werden kann. Dies muss bei der Umsetzung der geforderten Massnahme beachtet werden.

5. Containment-Druckentlastung

„Um ein Überdruckversagen des Containments zu verhindern, soll ein gesteuertes Abblasen möglich sein. Das abgeblasene Medium soll über geeignete Einrichtungen zur Reduktion seines Gehalts an radioaktiven Stoffen an die Umgebung abgegeben werden, wobei eine Messung der radioaktiven Abgaben vorzusehen ist.“

Auf eine stationäre Messeinrichtung der Abgaben wurde inzwischen durch die Aufsichtsbehörde verzichtet, da entsprechende Messeinrichtungen (im Paul-Scherrer-Institut wurde hierzu ein System entwickelt) nicht ohne sicherheitstechnische Nachteile realisiert werden können. Die technischen Anforderungen an die Systeme der gefilterten Druckentlastung wurden in einer separaten Richtlinie untersetzt (HSK R-40).

Anforderungen zum Schutz des Personals

„Zugang und Aufenthalt des Betriebspersonals einschliesslich Notfallstab sollen für jene Anlageräume gewährleistet sein, die nach einem schweren Unfall betreten oder besetzt werden müssen. Insbesondere soll der Kommandoraum (*Anm.* = Warte) oder gegebenenfalls eine andere Steuerstelle, welche die notwendige Übersicht über den Zustand der Anlage

ermöglicht, sowohl gegen Direktstrahlung als auch gegen das Eindringen luftgetragener radioaktiver Stoffe geschützt werden.“

In der praktischen Anwendung dieser Forderung war eine Aufenthaltsdauer von 30 Tagen bei möglichem Schichtwechsel zu unterstellen.

Vorgehensregeln

Um nach Eintreten eines schweren Unfalls die Kontrolle über die Anlage wiederzugewinnen, bzw., um die Folgen zu begrenzen, sollen Vorgehensregeln, die auch die Entscheidungsbefugnisse festhalten, ausgearbeitet werden.“

Die Anforderung wurde bezüglich des Vorgehens bei Notfällen mit eingetretenem Kernschaden Ende 2000 durch die HSK weiter präzisiert, indem die Einführung von SAMG (*Severe Accident Management Guidance*, Unfallbegrenzungsrichtlinien) für Leistungsbetrieb und Anlagenstillstand unter Einschluss von Einwirkungen von aussen und von innen (EVA/EVI) verlangt wurde.

Eine Analyse der Schweizer Kernkraftwerksbetreiber hat ergeben, dass die in der Schweiz gestellten Anforderungen an SAMG die weltweit höchsten sind, insbesondere da es grundsätzlich nicht zulässig ist, Unfallabläufe auf Basis einer probabilistischen Beurteilung zu vernachlässigen. Da dies in der Praxis nicht möglich ist, resp. für bestimmte Abläufe keine Gegenmassnahmen realisierbar sind, wie:

- Meteoritentreffer
- zeitgleicher mehrfacher Flugzeugabsturz auf unterschiedliche Gebäude mit sehr hoher Geschwindigkeit
- Supererdbeben

stehen die Schweizer Betreiber und insbesondere KKG noch in der Diskussion mit der Behörde betreffend der konkreten Interpretation der Anforderungen an SAMG.

Störfallinstrumentierung

„Die Störfallinstrumentierung und die Darstellung des Anlagezustandes sollen derart ausgeführt werden, dass eine Gefährdung sowohl der Kernkühlung als auch der Containment-Integrität rechtzeitig erkannt wird, die Vorgehensregeln zuverlässig anwendbar sind und das Ausmass der in das Containment und in die Umgebung freigesetzten Stoffe abgeschätzt werden kann.“

Umsetzung der Anforderungen

Die Umsetzung dieser Anforderungen wurde und wird durch die Aufsichtsbehörde HSK anlagenspezifisch überwacht. Dabei wurde bisher differenziert vorgegangen und die Erkenntnisse aus den umfangreichen anlagenspezifischen PSA-Studien wurden in die Beurteilung einbezogen.

Nutzung der PSA als Hilfsmittel zur Optimierung der Notfallmassnahmen

Die Nachrüstung von technischen Mitteln und die Einführung von Massnahmen zur Beherrschung oder Linderung von auslegungsüberschreitenden Unfallabläufen in einer bestehenden und nicht für die Beherrschung schwerer Unfälle ausgelegten Anlage hat sich in der Praxis oft als kompliziert erwiesen. Aus der Zuverlässigkeitstheorie technischer Systeme ist bekannt, dass mit zunehmender Komplexität eines Systems das Risiko für ein Versagen nach Erreichen eines Optimalwertes wieder steigen kann. Dies gilt auch für die Nachrüstung und Nutzung technischer Mittel der Notfallvorsorge, da die damit verbundenen Massnahmen nicht eindeutig sicherheitsgerichtet wirken.

Beispiele für mögliche negative Auswirkungen sind (auf eine Beschreibung der möglichen positiven Effekte wird hier verzichtet):

1. Primärseitige Druckentlastung (PDE)

Ein zu frühes Auslösen verhindert die optimale Nutzung vorhandener sekundärseitiger Notfallmassnahmen (die im KKG fremdenergieelos durchgeführt werden können), da die dafür verfügbaren Zeitfenster beschränkt werden. Gelingt es nicht, nach Auslösung der PDE das verlorene Kühlmittelinventar zu ersetzen („Feed“-Funktion) oder den Abblasevorgang nach Erreichen eines reduzierten Druckes zu beenden und die Nachwärme über die Sekundärseite abzuführen, so beschleunigt die PDE den Unfallschadensablauf und führt so neben der Verletzung der Rückhaltebarriere „Druckführende Umschliessung“ auch zur Verletzung der Rückhaltebarriere „Brennstoff“ infolge Eintretens eines Kernschadens. Zugleich führt der abgeblasene Wasserdampf zu einem Druckanstieg im Containment und damit zu einer Erhöhung der absoluten Leckrate in die Umgebung (Erhöhung der Aktivitätsabgaben).

Eine zu späte Auslösung oder das längere Offenbleiben der PDE-Armaturen ohne Ersatz des Kühlmittelinventars kann dazu führen, dass die Armaturen aufgrund der auftretenden hohen Temperaturen zufallen können. Der danach möglicherweise eintretende Kernschaden und insbesondere das RDB-Versagen kann also auch bei PDE-Auslösung unter erhöhtem Druck stattfinden (Rückkehr zum Hochdruckpfad).

2. Sekundärseitige Druckentlastung (SDE)

Eine sekundärseitige Druckentlastung ohne sekundärseitige Bespeisung oder mit nachfolgendem Unterbruch der Bespeisung kann ebenfalls zu einer Rückkehr des Kernschadensszenariums in den Hochdruckpfad führen. Die auftretende Druckdifferenz zwischen der Primärseite der Dampferzeuger und der Sekundärseite kann bei den sich einstellenden Temperaturen zu einem Versagen von Dampferzeugerheizrohren führen und damit zu einem induzierten Containmentbypasszenarium. Dies kann bei einer verspäteten Kaltwassereinspeisung in die Dampferzeuger möglicherweise noch begünstigt werden.

3. Einsatz von passiven autokatalytischen Wasserstoffrekombinatoren

Die heute verfügbaren Rekombinatoren sind nicht in der Lage Unfallabläufe mit schneller Wasserstofffreisetzung zu beherrschen (Anlaufzeit, Kapazitätsbeschränkung). Eine schnelle Wasserstoffbildung kann zur Überlastung einzelner Rekombinatoren und entsprechender Aufheizung führen. Durch „Spalling“-Effekte (Abplatzen von heissem Katalysatormaterial vom Trägermaterial) kann dies zu einer Wasserstoffzündung führen, die möglicherweise unter ungünstigeren Bedingungen stattfindet (lokal erhöhte Wasserstoffkonzentration) als bei einem Containment ohne Katalysator. Im Extremfall kann ein lokaler DDT (Deflagration-Detonation-Transition)-Vorgang ausgelöst werden, der zu einem unerwünschten Containmentleck (z.B. an einer Containmentdurchdringung) führt.

Für den Zustand der Anlage nach einem RDB-Versagen ist kennzeichnend, dass die Bildung brennbarer Gase infolge der Schmelze-Beton-Wechselwirkung konzentriert in der Reaktorgrube stattfindet. Aufgrund des Vorhandenseins heisser Schmelzepartikel in diesem Bereich ist mit praktisch hundertprozentiger Sicherheit von einer Zündung der brennbaren Gase (Wasserstoff und Kohlenmonoxid) auszugehen, wobei die Verbrennung laminar oder maximal als Deflagration zu erwarten ist (ohne Schaden für das Containment). Die zusätzliche Installation von Rekombinatoren zur Beherrschung der Freisetzung brennbarer Gase für Prozessabläufe nach Versagen des RDB führt in der Praxis zu keinem nennenswerten Sicherheitsgewinn. In den USA hat man z.B. auf derartige Nachrüstungen verzichtet.

4. Gefilterte Containmentdruckentlastung

Durch die gefilterte Druckentlastung kann zwar die Abgabe radioaktiver Aerosole und von Jod reduziert werden, die Abgabe von Edelgasen steigt hingegen. Aktuelle PSA-Studien haben demgegenüber gezeigt, dass die effektiven Versagensdrücke des Containments (einschliesslich Durchdringungen) wesentlich grösser sind als die Auslegungsdrücke (kann anlagenspezifisch divergieren). Eine frühe Containmentdruckentlastung verhindert also, dass Massnahmen zur Wiederherstellung der Nachwärmeabfuhr aus dem Containment (neueste experimentelle Ergebnisse zeigen, dass eine Kernschmelze unter bestimmten Randbedingungen kühlbar ist) optimal durchgeführt werden können. Die Containmentdruckentlastung kann somit selbst erst die Ursache für die Abgabe von Radioaktivität an die Umwelt sein und ganz eindeutig risikoerhöhend wirken. In modernen Druckwasserreaktor-konzepten soll deshalb bekanntlich auf Einrichtungen zur Durchführung einer gefilterten Containmentdruckentlastung verzichtet werden.

Da die aufgezählten Massnahmen, wie auch andere Notfallmassnahmen natürlich auch eine Reihe positiver Eigenschaften aufweisen, kann eine Aussage, ob für eine Massnahme die positiven Wirkungen im Vergleich zu den negativen überwiegen, nur auf der Basis eines realistischen anlagenspezifischen PSA-Modelles getroffen werden. Dabei ist es durchaus möglich, dass für eine Anlage eine Massnahme einen Nettonutzen bringt, während die gleiche Massnahme an einer anderen Anlage keinen oder praktisch keinen Nutzen erbringt, da das anlagenspezifische Risikoprofil beider Anlagen sich stark voneinander unterscheidet. Dies kann u.a. bedingt sein durch andere Vorschriften und anderes Betriebspersonal, also andere Fehlerhäufigkeiten für Handmassnahmen, andere Betriebserfahrung betreffend Komponentenzuverlässigkeit und auslösender Ereignisse (anderer Lebenslauf der Anlage), Detailunterschiede in der Auslegung (Containmentversagensdruck, Betonqualität etc.).

In der Schweiz ist es daher üblich den Nutzen von Notfallmassnahmen auf der Basis eines realistischen anlagenspezifischen PSA-Modelles zu bewerten. Dies schliesst grundsätzlich auch die Modellierung möglicher negativer Folgen von Notfallmassnahmen ein. Beiden Druckwasserreaktoranlagen in der Schweiz steht hierfür ein gekoppeltes Stufe1/Stufe 2 - PSA-Modell für den Leistungsbetrieb und ein detailliertes Stillstands-PSA-Modell der Stufe 1+ zur Verfügung. Abbildung 1 zeigt die typische Struktur eines gekoppelten Stufe1/Stufe 2-Modelles, welches mit der kommerziell verfügbaren Software RISKMAN© der amerikanischen Firma ABS erstellt wurde. Für alle Betriebsarten und für die genannten Stufen der PSA werden alle wesentlichen anlageninternen auslösenden Ereignisse, alle anlagenübergreifenden internen auslösenden Ereignisse (einschliesslich Brand) und alle relevanten externen auslösenden Ereignisse (einschliesslich Erdbeben, Tornado und Flugzeugabsturz) berücksichtigt. Das Stillstands-Modell schliesst auch durch Personalfehlhandlungen ausgelöste auslösende Ereignisse ein und berücksichtigt unterschiedliche Stillstandstypen (Brennelementwechsel, Stillstand zwecks Reparatur mit Öffnen des Reaktorkühlkreislauf, Stillstand zwecks Reparatur ohne Öffnen des Reaktorkühlkreislaufs). Die PSA-Studien beider Anlagen stützen sich bezüglich der Ableitung anlagenspezifischer Daten für Komponentenausfallraten und Unterhaltsdaten, wie auch für auslösende Ereignisse auf eine ausgewertete Betriebserfahrung von mehr als 20 Betriebsjahren. Die Studien sind lebende Dokumente und werden periodisch aktualisiert, wobei auch eine Anpassung an den aktuellen Stand von Wissenschaft und Technik (und der Forschung) erfolgt. Alle fünf Jahre erfolgt eine begleitende Begutachtung durch die Aufsichtsbehörde.

Um einen Vergleich mit aktuellen und in Deutschland bekannten Studien der GRS zu ermöglichen, sei die Zahl der berücksichtigten auslösenden Ereignisse mit den zugehörigen Unfallabläufen am Beispiel der aktuellen Gösgen-PSA (Fassung 2003) genannt:

- Leistungs-PSA (gekoppelt Stufe 1/2) : 105 auslösende Ereignisse (bisher 73)
- Stillstands-PSA (Brennelementwechsel): 123 auslösende Ereignisse.

Grosse Aufmerksamkeit wird auch der realitätsnahen mathematischen Modellierung der Unfallabläufe unter Berücksichtigung subjektiver Kenntnisunsicherheiten geschenkt. Die Praxis hat gezeigt, dass die Kenntnisunsicherheiten einer begutachtenden Behörde und eines Anlagebetreibers unterschiedlich sein können, insbesondere wenn es um betriebliche und systemtechnische Details und deren korrekte mathematische Modellierung geht. Für die realitätsnahe Beurteilung von Notfallmassnahmen werden daher seitens der Kraftwerksbetreiber stets die eigenen PSA-Modelle verwendet. Wenn für einen Entscheidungsprozess erforderlich, werden Empfindlichkeitsstudien durchgeführt.

Mitigative Notfallmassnahmen bedingen neben der grundsätzlichen Kenntnis der wesentlichen Phänomene bei Eintritt eines schweren Unfalls auch detailliertere Kenntnisse zum anlagenspezifischen Unfallverhalten.

Diese Kenntnisse wurden auf der Basis umfangreicher Unfallanalysen in der Regel unter Verwendung integraler Codes (Anlagen- und Containmentmodell gekoppelt) erworben. So wurden für die Aktualisierung der Stufe 2 PSA und zur Unterstützung der Einführung anlagenspezifischer Unfallbegrenzungsrichtlinien im KKB ca. 50 MAAP-Analysen durchgeführt. KKG hat sich für die gleiche Zielsetzung zur Entwicklung eines anlagenspezifischen Simulators für schwere Unfälle entschlossen. Dank der heute verfügbaren Computer können damit die meisten Unfallabläufe unter Beibehaltung eines sinnvollen Diskretisierungsgrades des Modells schneller als in Echtzeit auf einem herkömmlichen Notebook durchgeführt werden.

Überblick über realisierte Notfallmassnahmen und Vorschriften

An Hand eines Vergleichs mit den Anforderungen der HSK-Richtlinie R-103 wird nachfolgend der Stand der realisierten Notfallmassnahmen und die Struktur der Notfallvorschriften dargestellt. Aufgrund der unterschiedlichen verfahrenstechnischen Gestaltung ist die technische Umsetzung der Notfallmassnahmen unterschiedlich. Hierbei ist insbesondere der deutlich höhere Versagensdruck des Reaktorsicherheitsbehälters des KKG im Vergleich zum Beznau-Containment hervorzuheben.

Situation im Kernkraftwerk Beznau

Abbildung 2 gibt einen Überblick über die Sicherheitssysteme eines DWR-Blocks des Kernkraftwerks Beznau. Mit einem Kreis markiert sind die zusätzlich geschaffenen Möglichkeiten für die Einspeisung von Feuerlöschwasser. Weiterhin kann das Notstandssystem eines Blockes die Nachwärmeabfuhr für beide Blöcke im Parallelbetrieb herstellen. Dazu müssen Handmassnahmen zur Erstellung der Querverbindung durchgeführt werden. Eine fernbetätigte Herstellung der Querverbindung wird gegenwärtig untersucht. Recovery-Massnahmen, d.h. mögliche Gegenmassnahmen, die nach Wiederherstellung der Spannungsversorgung durchgeführt werden können, sind in der nachstehenden Aufstellung nicht enthalten.

Umsetzung der Massnahmen zum Schutz des Primärcontainments im KKB

Forderung nach R-103	Realisierung im KKB
Entlastung des Reaktordruckbehälters	„Primary Feed and Bleed (Hochdruckrezirkulation ist möglich)“, SEBIM-Ventile, „Secondary Feed (mit Feuerlöschpumpe) und Bleed (mit Abblaseventilen, 2 v. 5 können manuell Vor-Ort geöffnet werden)

Forderung nach R-103	Realisierung im KKB
Wasserstoffbeherrschung	Wasserstoffüberwachungssystem, 7 passive autokatalytische Rekombinatoren werden gegenwärtig pro Block nachgerüstet
Flutung des geschmolzenen Kerns	Durch Einspeisung in den Reaktorkühlkreislauf mit Feuerlöschpumpe, Notstandssystem des Nachbarblocks, eine Einspeisung von Wasser in die Reaktorgrube wird z.Zt. untersucht
Begrenzung des Dampfdrucks in der Containment-Atmosphäre	Einspeisen mit Feuerlöschpumpe in das Containmentsprühsystem
Containment-Druckentlastung	Gefilterte Containment-Druckentlastung, Auslösung aktiv oder über Ansprechdruck einer im Notfall nicht isolierten Berstscheibe

Schutz des Betriebspersonals

Als definierte Hauptnotsteuerstelle für die Durchführung von Notfallmassnahmen dient im KKB die Steuerstelle des Notstandssystems. Diese ist radiologisch geschützt gestaltet (gefilterte Überdruckhaltung). Die Aufenthaltsbedingungen für das Betriebspersonal wurden im Rahmen der „Post-LOCA-Studie“ (radiologische Analysen für auslegungsüberschreitende Unfälle) untersucht.

Vorgehensregeln

KKB hat 2001 zusätzlich zum verbindlichen Notfalreglement und den bestehenden Notfallvorschriften, die sowohl den Bereich der Auslegungsstörfälle als auch den Bereich präventiver Notfallmassnahmen abdecken, Unfallbegrenzungsrichtlinien für schwere Unfälle für den Leistungsbetrieb eingeführt. Gegenwärtig erfolgt eine Ausweitung dieser Unfallbegrenzungsrichtlinien auf den Anlagenstillstand. Im Rahmen der Unfallbegrenzung (SAMG) wurde eine Reihe von Massnahmen vorbereitet, die auf eine Reduktion der bei einem Notfall freigesetzten Quellerme ausgerichtet sind (z.B. Fluten des Sekundärcontainments) und die weit über die Anforderungen der R-103 hinausgehen. Die Abbildungen 3 und 4 illustrieren die Abgrenzung zwischen den Notfallvorschriften und den Unfallbegrenzungsrichtlinien, sowie die Zuständigkeitsabgrenzung zwischen Schichtpersonal und Notfallstab.

Störfallinstrumentierung

KKB stützt sich auf die herkömmliche Störfallinstrumentierung ab, die genügt, um die geforderte Lagebeurteilung bei schweren Unfällen durchführen zu können. Eine entsprechende Überprüfung wurde im Rahmen der Einführung der Unfallbegrenzungsrichtlinien durchgeführt. Die Störfallinstrumentierung wird ergänzt durch rechnerische und grafische Hilfsmittel, z.B. zur Bestimmung der Gefährdung des Containments durch Druckaufbau und brennbare Gase. Zusätzlich sind drei RABE(Rasche Alarmierung der Bevölkerung)-Monitore (Hochdosisleistungsmonitore) im Sekundärcontainment (Ringraum) installiert, mit deren Hilfe Aussagen zur Aktivitätsfreisetzung gemacht werden können. Diese Messwerte dienen auch bei Erreichen vorgegebener Grenzwerte der Alarmierung der Bevölkerung (externe Notfallorganisation). Containmentleckagen können auch durch die Überwachung der Dosisleistung auf dem Kraftwerksareal erkannt werden.

Situation im Kernkraftwerk Gösgen-Däniken

Die nachfolgende Tabelle gibt einen Überblick über die im KKG realisierten Massnahmen zum Schutz des Reaktorsicherheitsbehälters. Recovery-Massnahmen, d.h. mögliche Gegenmassnahmen, die nach Wiederherstellung der Spannungsversorgung durchgeführt werden können, sind in der nachstehenden Aufstellung nicht enthalten.

Umsetzung der Massnahmen zum Schutz des Primärcontainments im KKG

Forderung nach R-103	Realisierung im KKG
Entlastung des Reaktordruckbehälters	Vorrang hat die sekundärseitige Druckentlastung und Bespeisung vom Speisewasserbehälter (ΔP) und mittels Feuerlöschpumpe (Tanklöschfahrzeug, Kühlturmtasse). Die Druckentlastung erfolgt fremdenenergieles. Eine PDE-Funktion wird bis 2005 im Zusammenhang mit der Umrüstung der Druckhalter-Sicherheitsventilstation nachgerüstet.
Wasserstoffbeherrschung	Wasserstoffüberwachungssystem, Passives und aktives System zur Durchmischung der Containmentatmosphäre (Öffnen von Überströmklappen in DE-Decken und Öffnen der Türen der kleinen Anlageräume durch aktives Brechen von Scherstiften), thermische Rekombinatoren, die auch als Zünder eingesetzt werden können (gezielte Wasserstoffverbrennung), Druckentlastung des Containments als Option möglich, Nachweis, dass die Integrität des Containments durch Wasserstoff – und Kohlenmonoxidverbrennungen nicht gefährdet ist.
Flutung des geschmolzenen Kerns	Durch Einspeisung in den Reaktorkühlkreislauf mit den Notstandsnachkühlpumpen (Flutbetrieb, Sumpfbetrieb)
Begrenzung des Dampfdrucks in der Containment-Atmosphäre	Sumpfbetrieb mit Notstandsnachkühlpumpen zwecks Wärmeabfuhr aus dem Containment (räumliche Trennung zwischen Reaktorgrube und Sumpf gestattet Sumpfbetrieb auch nach RDB-Versagen), Kühlung des BE-Lagerbeckens
Containment-Druckentlastung	Gefilterte Containment-Druckentlastung, Auslösung aktiv oder über Ansprechdruck einer im Notfall nicht isolierten Berstscheibe

Schutz des Betriebspersonals

Die definierte Hauptnotsteuerstelle für die Durchführung von Notfallmassnahmen ist der Hauptkommandoraum (Warte), der über eine gefilterte Überdruckhaltung verfügt. Für externe Ereignisse (Flugzeugabsturz auf das Schaltanlagegebäude, Starkbeben etc.) und andere Ereignisse, die zu einem Ausfall des Hauptkommandoraums führen, steht die Notsteuerstelle im Notstandssystem zur Verfügung, mit deren Hilfe ein sekundärseitiges Abfahren der Anlage wie auch die Koordinierung von Notfallmassnahmen unter Verwendung der Notstandsnachkühlpumpen (Flutbetrieb, Sumpfbetrieb, Nachkühlbetrieb) möglich ist. Die Notsteuerstelle wird auch eine zweite (neben der Auslösemöglichkeit im Hauptkommandoraum) Auslösemöglichkeit für die PDE-Funktion erhalten. Die Aufenthaltsbedingungen für das Betriebspersonal wurden im Rahmen der „Post-LOCA-Studie“ (radiologische Analysen für auslegungsüberschreitende Unfälle) untersucht.

Vorgehensregeln

Das Vorgehen im Notfall ist verbindlich im Notfallreglement geregelt. Dieses enthält in der Beilage 1 schutzzielorientiert aufgebaute Massnahmeblöcke, die sowohl auf Massnahmen, die im BHB beschrieben sind, als auch auf Massnahmen, die im Notfallhandbuch beschrieben sind, zurückgreifen. Es wird zwischen 7 Schutzzielen und der unterstützenden Sicherheitsfunktion „Spannungsversorgung“ unterschieden. Das Notfallreglement deckt somit sowohl „Recovery-Handlungen“ im Sinne einer Wiederherstellung ausgefallener Funktionen als auch „klassische Notfallmassnahmen“ unter Verwendung alternativer technischer Mittel ab. Das Notfallhandbuch beschreibt schutzzielorientierte, in der Regel Vor-Ort durchzuführende Massnahmen und enthält eine Ausführungscheckliste zwecks Kontrolle der durchgeführten Massnahmen (gelbe Blätter). Detaillierte Analysen haben gezeigt, dass der

im KKG gewählte Aufbau der schutzzielorientierten Notfallmassnahmen auch nach Eintritt eines Kernschadens zu grundsätzlich richtigen Massnahmen führt. Eine genauere Bewertung der Lage (Definition des Kernschadenzustandes und des Containmentschadenzustandes) kann jedoch zu einer Optimierung des Einsatzes von Notfallmassnahmen führen. Insbesondere kann die Wahrscheinlichkeit eines fehlerhaften, nicht sicherheitsgerichteten Einsatzes von Notfallmassnahmen weiter reduziert werden (vermeiden von „errors of commission“).

Durch KKG wurde daher das Konzept eines „Integrierten Notfallmanagements“ entwickelt, welches von einer einheitlichen Systematik für die Durchführung von Notfallmassnahmen im präventiven und mitigativen Bereich ausgeht. Im Rahmen eines gerade gestarteten Projektes ist vorgesehen, zusätzlich zu den definierten Schutzzielen formalisierte Entscheidungshilfen für den Einsatz von Notfallmassnahmen nach Eintritt eines Kernschmelzens einschliesslich RDB-Versagens auf Basis einer verbesserten Lagebeurteilung und der Definition von Kern- und Containmentschadenzuständen einzuführen. Das Notfallhandbuch soll dabei das massgebende Dokument für die Darstellung der Notfallmassnahmen bleiben und entsprechend erweitert werden. Die nach Umrüstung der Druckhaltersicherheitsventile (PDE-Funktion) zusätzlich möglichen Massnahmen (und zusätzlich möglichen Gefährdungen) werden dabei berücksichtigt. Das aktualisierte Notfallhandbuch schliesst auch die vorgesehenen Massnahmen für den Anlagenstillstand ein. Aus dem Gesagten ergibt sich eine im Vergleich zu Beznau andere Struktur der Notfallvorschriften (Abbildung 5), da das Notfallhandbuch sowohl das präventive als auch das mitigative Notfallmanagement abdecken soll.

Im Rahmen einer Bestandsaufnahme wurden für den Leistungsbetrieb 46 mögliche Massnahmen (unter Einschluss von Recovery-Massnahmen) identifiziert, für die unter Einschluss einer Nutzung ausserhalb der Auslegung der benötigten Systeme insgesamt 260 Betriebsschaltungsvarianten zur Verfügung stehen.

Im Anlagenstillstand stehen in analoger Weise 8 Massnahmen mit 28 verschiedenen Betriebsschaltungsvarianten zur Verfügung.

Für alle Massnahmen wurde im Rahmen der Bestandsaufnahme definiert, für welche Kern- und Containmentschadenzustände sie eingesetzt werden können.

Das Projekt zur Einführung des „Integrierten Notfallmanagements“ soll 2005 mit der Durchführung einer speziellen Notfallübung abgeschlossen werden. Neben der Überarbeitung der Notfalldokumentation (Notfallreglement, Notfallhandbuch) sind die Ausbildung des Notfallstabs und der Pikettingenieure sowie die Durchführung von Validierungsübungen wichtige Bestandteile des Projektes.

Der mit der Einführung des integrierten Notfallmanagements hauptsächlich zu erwartende Nutzen besteht im Nachweis der Reduktion der bei einem schweren Unfall freigesetzten Quellterme. Die zur Zeit in der Schweizer Notfallplanung definierten Planungsquellterme sind sehr konservativ und gehen auch von der Möglichkeit schneller Unfallabläufe mit Freisetzung aus. KKG verfolgt längerfristig das Ziel, den Nachweis zu erbringen, dass schnelle Unfallabläufe aus den Betrachtungen der externen Notfallplanung ausgeschlossen werden können und dass die Notfallplanung territorial auf die unmittelbare Kraftwerks Umgebung eingeschränkt werden kann (Beschränkung auf Zone 1).

Störfallinstrumentierung

Im Rahmen der Erarbeitung der Krisenstabhilfsmittel (VGB-Projekt) wurde eine Bewertung des Einflusses veränderter Umgebungsbedingungen auf die Reaktorschutz-Füllstandsmessungen (Dampferzeuger, Druckhalter) durchgeführt. Im Ergebnis der 1999 abgeschlossenen Periodischen Sicherheitsüberprüfung wurde resp. wird der Umfang der Störfallanzeigen auch im Hinblick auf das Notfallmanagement erweitert:

- Zwei zusätzliche Temperaturmessstellen im Reaktorgebäude-Ringraum
- Füllstandsanzeige der Notstandsdeionatbecken in der Notsteuerstelle

- Verbesserung der Kommunikationseinrichtungen (Erweiterung der robusten Stanophon-Anlage)
- Vier qualifizierte Anzeigen der Kernaustrittsinstrumentierung mit Messbereich bis 1000°C (davon 2 in der Notsteuerstelle) bis 2005
- Aufzeichnung des Füllstandes und der Temperatur des Containmentsumpfes
- Auskopplung der störfallfesten Druckmessung in den Dampferzeugern für die Störfallinstrumentierung
- Installation eines schutzzielorientierten SPDS (*Safety Parameter Display System*) im Zusammenhang mit der Erneuerung der Prozessrechenanlage und der Einführung einer Prozessvisualisierung (PRODIS/PROVI)
- Nachrüstung einer weiteren Anzeige für Druck und Temperatur im Reaktorsicherheitsbehälter- und für die Temperatur im Reaktorgebäude-Ringraum in der Notsteuerstelle (bis 2005) im Zusammenhang mit der Erneuerung der Leitstände

Auf die Nachrüstung einer RDB-Füllstandssonde konnte verzichtet werden. Die vorhandene Störfallinstrumentierung, die neben dem Wasserstoffüberwachungssystem auch zwei RABE-Monitore und eine Hochdosisleistungsmessstelle im Containment einschliesst, ist geeignet die Kernzustände:

- Beginn der Aktivitätsfreisetzung aus der Brennstoffmatrix
- Beginn der Hüllrohroxidation mit intensiver Wasserstoffbildung
- Erreichen des Kernschmelzzustandes
- RDB-Versagen

zu diagnostizieren. Für die Beurteilung der Containmentzustände, insbesondere für die Gefährdung durch brennbare Gase, sind neben der Instrumentierung zusätzlich Rechenhilfen zu verwenden.

Prozeduren zum Management schwerer Störfälle Grundlagen, Anwendung und Erfahrungsstand

G. Breiling, W. Tietsch, R. Bastien
Westinghouse Electric

1 Einleitung

Die Anforderung, für Kernkraftwerke Vorgehensweisen zu entwickeln und festzuschreiben, die dem Eindämmen der Folgen schwerer, d. h. auslegungsüberschreitender Störfälle dienen, ist eine Konsequenz der Störfälle in Harrisburg im Jahr 1979 und in Chernobyl im Jahr 1986. In den USA ist die Aufgabenstellung des „Severe Accident Management“ nach dem Störfall von Harrisburg durch die NRC zum „Unresolved Safety Issue“ erklärt worden, was industrieweit die Entwicklung generischer Handlungsrichtlinien für schwere Störfälle und deren anlagenspezifische Implementierung zur Folge hatte. In Deutschland war nach dem Chernobyl-Unfall die Entscheidung für die sogenannte „Wallmann-Armatur“ ein markanter Meilenstein dieser Entwicklung.

Während die Vorsorge gegen Schäden beim Betrieb der Anlagen grundsätzlich durch die Einhaltung festgelegter Auslegungsanforderungen und in Deutschland insbesondere durch hohe Redundanzanforderungen gewährleistet wird, ist nach den genannten Störfällen die Ausarbeitung noch möglicher Maßnahmen jenseits der Auslegungsanforderungen zum Bestandteil der Betriebspraxis geworden.

Bezüglich ihres Wirkungspotentials sind dabei Maßnahmen der Störfallbeherrschung, also zur Verhinderung schwerer Kernschäden und somit präventive Maßnahmen, und solche zur Minderung der Unfallfolgen, also mitigative Maßnahmen zu unterscheiden.

2 Anwendungsbereiche von Notfallmaßnahmen

Die Einordnung und Zuordnung dieser Maßnahmen, für die in Deutschland der Überbegriff „Notfallmaßnahmen“ eingeführt ist, zum Betriebshandbuch, das die Handhabung der Anlage im Rahmen der Regelwerksanforderungen beschreibt, ist in verschiedenen Ländern auf unterschiedliche Weise erfolgt, siehe Bild 3. Während in den USA oder auch in Frankreich die störfallbeherrschenden Notfallmaßnahmen, die sogenannten Functin Restoration Procedures, als eine Art Verlängerung in die Betriebshandbücher integriert wurden, wurde in Deutschland eine klare Abgrenzung zwischen dem die Auslegung im Rahmen der Regelwerksanforderungen abdeckenden Betriebshandbuch und dem Notfallhandbuch gezogen. In den USA wurden erst die auf die Minderung der Unfallfolgen ausgerichteten Maßnahmen, also die rein mitigativen Severe Accident Management Guidelines, in Form separater Handlungsrichtlinien neben das BHB gestellt. Bild 4 gibt einen Überblick über die in den USA üblichen Anwendungsbereiche des BHB und der Handlungsrichtlinien für schwere Störfälle, zugeordnet zur Schwere des Störfallverlaufs.

Die hier sichtbar werdende Zäsur zwischen den präventiven und den mitigativen Maßnahmen hat Gründe:

1. Die mitigativen Maßnahmen kommen zur Anwendung, wenn der Kernschaden da ist; Verfahren zu seiner Verhinderung sind dann überholt

2. Bei der Aufgabe der Störfallbegrenzung ändern sich die Handlungsprioritäten. Nicht mehr das Verhindern der Schmelze steht im Vordergrund, sondern das Eindämmen der Freisetzung.
3. Der komplexe Schadenszustand der Anlage nach Eintreten eines schweren Kernschadens bedarf einer sorgfältigen Neubewertung und
4. Nach Eintreten eines Kernschmelzereignisses sind neue Gesichtspunkte bezüglich möglicher schädlicher Wirkungen bestimmter Maßnahmen zu beachten.

Die Richtlinien für die Behandlung schwerer Störfälle, die Severe Accident Management Guidelines, zielen darauf ab

- die Spaltproduktbarrieren zu schützen,
 - die Aktivitätsfreisetzung zu minimieren
 - die Folgen des Kernschmelzprozesses zu mildern
- und
- langfristig einen stabilen Anlagenzustand wiederherzustellen.

In dieser Reihenfolge kommt auch die zugrundeliegende Prioritätenstaffel der einzuleitenden Maßnahmen zum Ausdruck. Primäres Ziel ist die Minimierung der Aktivitätsfreisetzung - Maßnahmen zum Beenden des Kernschmelzprozesses ordnen sich dem unter.

In einem Notfallhandbuch, das wie in Deutschland üblich, sowohl präventive Maßnahmen zur Verhinderung schwerer Kernschäden, also störfallbeherrschende Maßnahmen vorsieht, als auch mitigative Maßnahmen zur Minderung der Unfallfolgen, ist diese Umorientierung bezüglich der Handlungsprioritäten und Handlungsmodalitäten nach Eintreten eines schweren Kernschadens durch die Logik eines Leitschemas zu steuern.

Ich werde mich im Folgenden auf die nach Eintreten eines schweren Kernschadens zu ergreifenden Maßnahmen konzentrieren und beziehe mich dabei auf die von Westinghouse für Druckwasserreaktoren vorgenommene Entwicklung entsprechender Handlungsrichtlinien.

3 Aufgabenverteilung

Der Anwendungsfall für die Richtlinien zur Behandlung schwerer Störfälle stellt eine komplizierte Unfallsituation dar, bei der ein komplexes Systemversagen vorliegt und demzufolge

die Maßnahmen des BHB und auch die störfallbeherrschenden Notfallmaßnahmen nicht zur Wirkung gekommen sind. Diese Situation erfordert es, eine umfassende Anlagenbeurteilung vorzunehmen und im Entscheidungsprozess die Wirksamkeit und fallweise auch die Schädlichkeit der zu ergreifenden Maßnahmen zu beurteilen. Die Severe Accident Management Guidelines von Westinghouse sehen vor, diese Aufgabe beim auf die Anlage einberufenen Krisenstab anzuordnen, der entsprechend mit den erforderlichen Unterlagen und Hilfsmitteln ausgestattet werden muss, siehe Bild 5.

Der Betriebsmannschaft auf der Warte kommt dabei die Aufgabe zu, den Anlagenzustand zu überwachen und Maßnahmen nach Vorgaben des Krisenstabs auszuführen. Unterstützend hierzu werden bestimmte Kommunikationsprozesse und Hilfsmittel bereitgestellt.

4 Strategien und Maßnahmen der Westinghouse SAMG

Der Ausgangspunkt für die Anwendung der Richtlinien ist die Feststellung, dass ein schwerer Kernschaden eingetreten ist, siehe Bild 6. Im Hinblick darauf, die präventiven, also noch

störfall-beherrschenden Maßnahmen möglichst lange im Störfallablauf anzuwenden und auch im Hinblick auf die mit der Anwendung der mitigativen Maßnahmen einhergehenden Prioritäten- und Strategieänderung, wie oben ausgeführt, ist dieser Übergang möglichst spät anzusetzen, doch immerhin so früh, dass unter dem Gesichtspunkt der sich ständig verschlimmernden Einsatzbedingungen noch ein eindeutiger Messwert als Entscheidungsgrundlage, zur Verfügung steht. Wir sehen vor, diesen Übergang bei einer Kernaustrittstemperatur von $> 650^{\circ}\text{C}$ vorzunehmen. Mit diesem Übergang erfolgt nach dem Westinghouse-Konzept die weitere Unfallbehandlung ausschließlich anhand der Severe Accident Management Guidelines, mit der angesprochenen Aufgabenverteilung.

Die mit dem Gefährdungsbaum angesteuerten Handlungsstrategien haben höchste Priorität und dienen dem unmittelbaren Schutz von Freisetzungsbarrrieren. Sie werden anhand von vier zentralen Entscheidungskriterien abgeprüft. Die angesteuerten Handlungsstrategien sind:

- Minderung der Spaltproduktfreisetzung
- Druckentlastung des Sicherheitsbehälters
- Vermeiden eines zündfähigen Wasserstoffgemischs
und
- Vermeiden von Vakuum im Sicherheitsbehälter.

Die Freisetzungsbarrrieren werden anhand des „Gefährdungsbaums“ und seiner Entscheidungskriterien ständig überwacht. Im Anforderungsfall werden die diesen Handlungsstrategien entsprechenden Maßnahmen ohne weitere Verzögerung umgesetzt.

Wenn keine unmittelbare Gefährdung der Rückhaltebarrrieren besteht oder wenn entsprechende Maßnahmen eingeleitet sind, erfolgt die weitere Diagnose des Anlagenzustands und die Entscheidung über die weiter zu verfolgende Handlungsstrategie. Diese Entscheidung wird symptomorientiert anhand des „Diagnose-Flussdiagramms“ vorgenommen, das entsprechend dem Anlagenstatus mittelfristig zu verfolgende Strategien festlegt, siehe Bild 7 und 8.

Die vom Diagnose-Flussdiagramm gesteuerten Handlungsstrategien betreffen

- das Einspeisen in die Dampferzeuger
- die Primärseitige Druckentlastung
- das Einspeisen in das Primärkühlmittelsystem
- das Einspeisen in den Sicherheitsbehälter
- das Reduzieren der Spaltproduktfreisetzung
- den Druckabbau im Sicherheitsbehälter
- die Verminderung der Wasserstoffkonzentration im Sicherheitsbehälter
- die Temperaturabsenkung im Sicherheitsbehälter
und
- das Fluten des Sicherheitsbehälters.

Dabei liefern die Abfragen in dieser Entscheidungslogik die Informationen zur Bewertung des Anlagenzustands. Dies kann entsprechend der anlagenspezifischen Gegebenheiten weiter detailliert werden, als hier gezeigt.

Die auf den rechten Seiten der angesprochenen Entscheidungslogiken ausgewiesenen Handlungsstrategien sind auf die Behandlung spezieller Phänomene des Unfallablaufs ausgerichtet. Z. B. dient gemäß Bild 9 die Handlungsstrategie

Einspeisen in die Dampferzeuger

- der Bereitstellung einer Wärmesenke als Voraussetzung für die Aktivitätsrückhaltung
im Brennstoff bzw. innerhalb der Brennstoffhüllrohre
oder
- der Bereitstellung eines sekundärseitigen Wasserreservoirs zur Aktivitätsrückhaltung
im Falle des Aktivitätsübertritts durch Dampferzeuger-Defekte
oder
- dem Schutz der Dampferzeuger-Heizrohre gegen Kriechversagen, als Teil des Sicherheitsbehälterabschlusses und Barriere gegen die Freisetzung radioaktiver Stoffe.

Ein weiteres Beispiel (Bild 10) ist die Handlungsstrategie

Primärseitige Druckentlastung.

Sie kommt in einer ganzen Reihe von Anwendungsfällen in Frage, nämlich

- zur Absenkung des Primärkreisdrucks in den Druckbereich noch verfügbarer Einspeisesysteme, als Voraussetzung für ein Wiederauffüllen des Druckbehälters,
- zur Absenkung von Spannungen und zur Reduktion des Naturumlaufdurchsatzes, zur Vermeidung von Hochtemperatur-Kriechversagen von

Primärkreis Komponenten,

- zur Absenkung des Primärkreisdrucks, um ein Hochdruck-Versagen des RDB zu verhindern,
- zur Vermeidung der Spaltproduktfreisetzung bei hohem Druck in

Anschlussleitungen,

und schließlich

- zur Absenkung des Primärkreisdrucks, um die Freisetzung von Spaltprodukten über gebrochene Dampferzeuger-Heizrohre zu reduzieren.

Pro Handlungsstrategie können zur Umsetzung verschiedene Maßnahmen zum Einsatz kommen, siehe Bild 11.

Unter Maßnahme in diesem Sinne wird das Herbeiführen eines zur Umsetzung einer Handlungsstrategie geeigneten Funktionsablaufs verstanden, wie z. B.

Aufladen des Speisewasserbehälters, sekundärseitige Druckentlastung und Dampferzeuger-Bespeisung aufgrund des Druckgefälles,

zur Umsetzung der Handlungsstrategie "Einspeisen in die Dampferzeuger"

Weitere entsprechende Maßnahmen sind z. B.

die sekundärseitige Druckentlastung und Einspeisung über einen Niederdruck-Einspeiseweg wie z. B. die Kondensatpumpen oder Löschwasserpumpen

ebenfalls zur Umsetzung der Handlungsstrategie "Einspeisen in die Dampferzeuger"

Im Anwendungsfall auf eine konkrete Anlage müssen die Handlungsstrategien und Maßnahmen

anlagenspezifisch ausgearbeitet werden. Dabei müssen auch ungewöhnliche Systemschaltungen und die Anwendung von Einrichtungen für einen anderen als den auslegungsgemäßen Zweck, entsprechend der Gegebenheiten der jeweiligen Anlage, einbezogen werden. Auch die Zweckmäßigkeit technischer Änderungen ist fallweise zu überprüfen.

Es fällt auf, und das kann auch nicht anders sein, dass die hier angesprochenen Maßnahmen

oder auch Handlungsstrategien größtenteils identisch sind mit solchen, die zu einem frühen Zeitpunkt des Störfallverlaufs auch mit störfallbeherrschender Wirkung eingesetzt werden können. Dabei muss aber im Auge behalten werden, dass der Einsatz dieser Maßnahmen nach Beginn einer Kernschmelze im Hinblick auf die oben angesprochenen Aspekte neu zu bewerten sind. Die Bewertung der systemtechnischen Gegebenheiten, die Prüfung der Zweckmäßigkeit und Wirksamkeit oder auch die Verhinderung zielwidriger Aktionen des Reaktorschutzes ist Bestandteil der einzelnen Maßnahmenbeschreibungen, mit denen die Umsetzung der Handlungsstrategien erfolgt.

Ein Eindruck von diesen Bewertungs- und Entscheidungsprozessen erschließt sich aus dieser Inhaltsübersicht einer einzelnen Maßnahmenbeschreibung. Eingeschlossen in die jeweilige Maßnahmenbeschreibung sind dabei auch Anweisungen an das Wartpersonal, bestimmte Armaturen-Konfigurationen einzustellen, oder Anweisungen zur Verfolgung bestimmter Anlagenparameter mit dem Ziel der Erfolgskontrolle, siehe Bild 12.

Parallel zu den Entscheidungslogiken und Maßnahmenbeschreibungen werden dem Krisenstab spezielle Unterlagen über Systemschaltungen, die vorhandene Instrumentierung oder auch Diagramme und Rechenhilfen an die Hand gegeben. Diese Hilfen betreffen z. B. die Beurteilung der Leistungsfreisetzung, Angaben zur Beurteilung von Durchsätzen, Wasserständen und der notwendigen Einspeiseraten, Diagramme zur Beurteilung der Entflammbarkeit der Sicherheitsbehälter-Atmosphäre unter dem Einfluss von Wasserstoff oder Unterlagen zur Beurteilung der Versagensgrenzen bestimmter Systeme, siehe z. B. Bild 13.

5 Erfahrungsstand

Die von Westinghouse entwickelten Handlungsrichtlinien für schwere Störfälle haben seit der entsprechenden NRC-Anforderung eine weite Verbreitung gefunden. Sie waren die Grundlage für die Erstellung der anlagenspezifischen Prozeduren für schwere Störfälle der von Westinghouse in den USA errichteten Anlagen, den Anlagen der Westinghouse Owners Group. Darüber hinaus wurde auf Basis des generischen Richtlinien-Pakets von Westinghouse die anlagenspezifische Implementierung von Prozeduren zur Behandlung schwerer Störfälle in Anlagen verschiedener Hersteller in Belgien, Schweden, Schweiz, Südafrika und in Anlagen des Typs WWER an verschiedenen Standorten vorgenommen, siehe Bild 14.

Das Richtlinien-Paket wurde im Rahmen der jeweiligen anlagenspezifischen Implementierung einer umfassenden Fach-Verifikation unterzogen. Es wird regelmäßig an den Kenntnisstand mit der Beurteilung und Behandlung schwerer Störfälle angepasst. Das derzeitige Revisionspaket datiert von Ende 2001.

Sitzung B

F+E Arbeiten zu schweren Störfällen

Status nationaler und internationaler Forschungsvorhaben und abgeleitete Erkenntnisse - Unfallablauf im Primärsystem

Marco K. Koch

Ruhr-Universität Bochum (RUB)
Lehrstuhl für Energiesysteme und Energiewirtschaft (LEE)
Universitätsstr. 150, 44801 Bochum

Martin Steinbrück

Forschungszentrum Karlsruhe GmbH
Institut für Materialforschung I
Postfach 3640, 76021 Karlsruhe

Der Verlauf eines postulierten schweren Unfalls in Leichtwasserreaktoren ist, eingeleitet durch die Freilegung des Kerns und gefolgt von einer entsprechenden Aufheizung, gekennzeichnet durch A) Oxidation der Kernmaterialien (insbesondere der Zircaloy-Hüllrohre), B) Kernzerstörung (Kernschmelzen und -verlagerung), C) Schmelzeverhalten und Kühlbarkeit im unteren Plenum des Reaktordruckbehälters (RDB), D) Versagen des RDB gekoppelt mit dem Austrag der Kernschmelze sowie E) dem Spaltproduktverhalten während dieser Prozesse. Die In-Vessel-Abläufe bestimmen somit u.a. den primären Quellterm für Spaltprodukte und Wasserstoff im Sicherheitsbehälter.

Dabei unterliegen diese Prozesse einer Vielzahl von physikalischen und chemischen Phänomenen, die sowohl von der Störfallsequenz als auch dem Reaktortyp abhängen können. Der Ablauf schwerer Unfälle im Primärsystem wird seit über dreißig Jahren gestützt auf experimentelle Arbeiten, aber auch durch die Erkenntnisse, die aus der Analyse des TMI-2-Unfalls (1979) gewonnen werden konnten, untersucht. Computerprogramme zur Analyse verschiedenster Störfallsequenzen befinden sich seither in der Entwicklung und Validierung.

Das Verständnis der den Unfall charakterisierenden Prozesse ist zur Beurteilung nachfolgender Störfallphasen sowie zur Festlegung geeigneter Accident Management Strategien und zur Minderung der Störfallfolgen notwendig, und dies nicht nur für laufende, sondern auch für fortgeschrittene, zukünftige Anlagen.

Im vorliegenden Beitrag werden basierend auf aktuellen Übersichtsberichten von OECD- und EU-Gremien, Veröffentlichungen sowie eigenen Arbeiten die bestimmenden Phänomene während der verschiedenen Stadien des Unfallablaufs beschrieben sowie die experimentelle Datenbasis und deren Umsetzung in Modelle und Anwendung in Störfallanalyse-Codes diskutiert.

Kernzerstörung – Kernschmelzen und Kernverlagerung

Die Kernzerstörung wird in zwei Phasen unterteilt. Die frühe Phase bezeichnet die Beschädigung der Kontrollstäbe bis hin zum Schmelzen und Verlagern metallischen Materials. Die späte Phase wird charakterisiert durch das Schmelzen keramischer Strukturen, den Verlust der Kernstruktur/-geometrie und einer Verlagerung der Schmelze in das untere Plenum des RDB.

Die frühe Phase der Kernzerstörung, die durch erste Schmelzebildung metallischer Komponenten bei weitgehendem Erhalt der Brennelement-Geometrie bestimmt wird, ist sowohl in der Phänomenologie als auch hinsichtlich der Modellierung in den Codes gut verstanden und beschrieben. Nach dem TMI-2 Unfall 1979 wurden national und international verstärkt experimentelle Arbeiten auf diesem Sektor durchgeführt. So ist ein wichtiges Ergebnis des CORA-Programms (KfK, 1987-1993), dass sich Schmelzen aufgrund eutektischer Wechselwirkungen zwischen den verschiedenen Materialien deutlich unterhalb der Schmelztemperaturen der einzelnen Komponenten bilden. In derzeit laufenden Programmen wird z.B. das Abschreckverhalten eines überhitzten Reaktorkerns (QUENCH)

untersucht, zukünftige Arbeiten werden sich dem Verhalten neuer, abbrandoptimierter Materialien (Hüllrohre, Brennstoff) widmen.

Die späte Phase der Kernzerstörung ist gekennzeichnet durch den Verlust der Brennelement-Geometrie aufgrund der Bildung und Verlagerung keramischer Schmelzen. Eine Schmelzekruste kann einen Schmelzpool bzw. ein Schüttbett im Kernbereich halten. Die generelle Phänomenologie dieser Phase ist auch aufgrund extensiver Analysen des TMI-2 Störfalls verstanden. Die Modellierung und Umsetzung in entsprechenden Codes ist aber noch nicht abgeschlossen und Gegenstand laufender Aktivitäten.

Die Kernverlagerung in das untere Plenum ist bestimmt durch sukzessive oder kohärente Verlagerung der Schmelze, Krustenbildung und Ablation von Strukturen. Wenn sich im unteren Plenum Wasser befindet, können explosive Schmelze-Kühlmittel-Wechselwirkungen (FCI) ins Spiel kommen. Für die Kernverlagerung ins untere Plenum ist die experimentelle Datenbasis sehr begrenzt, der aktuelle Stand des Wissens basiert hauptsächlich auf der Analyse von TMI-2. Dagegen gab und gibt es weltweit mehrere experimentelle Programme zur Schmelze-Kühlmittel-Wechselwirkung. Obwohl ein abschließendes Ergebnis insbesondere zu maximalen Konversionsraten von thermischer in mechanische Energie und zum Einfluss der Schmelzezusammensetzung fehlt, haben z.B. die BERDA-Versuche des FZK gezeigt, dass selbst bei konservativen Annahmen ein Versagen des RDB infolge von Dampfexplosionen praktisch ausgeschlossen werden kann.

Schmelzeverhalten/-kühlbarkeit im unteren Plenum

Das Verhalten und insbesondere die Kühlbarkeit der Schmelze im unteren Plenum werden bestimmt durch den Wärmetransport im Schüttbett, Pool- und Krustenbildung, Konvektion und Schichtbildung im Schmelzpool und durch die Bildung eines Spaltes zwischen Poolkruste und RDB-Wand. Zu den einzelnen Phänomenen wurden zahlreiche Experimente durchgeführt, zuletzt haben z. B. die in Russland durchgeführten OECD-Programme RASPLAV und MASCA wertvolle Informationen über prototypische Kernschmelzen geliefert.

Behälterversagen - Schmelzeaustrag

Führt die Kühlung der Schmelze bzw. des Schüttbettes von innen oder außen nicht zum Erfolg, kann der RDB versagen und die Schmelze ins Containment gelangen. Der Zeitpunkt und der Modus des Versagens der unteren Kalotte (lokal oder global) sind derzeit noch weitgehend unklar und stark abhängig vom Design des RDB. Ergebnisse z.B. der LHF/OLHF oder FOREVER-Versuche werden zur Entwicklung entsprechender Detailcodes genutzt. Aufheizung und Druckerhöhung im Containment durch feinfragmentierte Schmelze werden im DISCO-Programm untersucht.

Schließlich birgt das Versagen des RDB die Gefahr des Lufteinbruchs in das Primärsystem mit verstärkter Oxidation und Degradation von im Kernbereich verbliebenen metallischen Komponenten und intensiver Spaltproduktfreisetzung (z.B. Ru). Zukünftige Versuche im Rahmen der Programme QUENCH und PHEBUS werden zur Lösung dieser Probleme beitragen.

Spaltproduktverhalten

Die Spaltproduktfreisetzung begleitet alle Phasen eines schweren Unfalls im Primärsystem. Dabei wird das Spaltproduktverhalten durch eine Vielzahl von Prozessen und Phänomenen bestimmt, wie z.B. der Freisetzung aus intaktem Brennstoff, aus Schüttbetten oder Schmelzeseen, der Wechselwirkungen zwischen intaktem Brennstoff, Schüttbetten, Schmelze und Kühlmittel, der Aufteilung in die verschiedenen Phasen (metallisch – keramisch) während des Schmelzens bzw. der Wiedererstarrung, oder auch der Freisetzung bei stark oxidierenden Umgebungsbedingungen.

Zur Untersuchung des Spaltproduktverhaltens sind daher unterschiedlichste Versuchsreihen, wie z.B. STORM, RUSSET, HEVA/VERCORS oder MASCA zur Berücksichtigung der vielfältigen Rahmenbedingungen notwendig.

Während zur Freisetzung flüchtiger Spaltprodukte aus Brennstäben angemessene Datenbanken existieren und die Freisetzung auch in den Störfallanalyse-Codes gut beschrieben wird, sind die verfügbaren Daten zum Freisetzungsverhalten weniger flüchtiger Spaltprodukte und Kernmaterialien aus einem zerstörten Kern stark eingeschränkt und die Modellierung in Störfallanalyse-Codes Gegenstand laufender Aktivitäten.

Schlussbetrachtungen

Die frühe Phase der Kernzerstörung ist gut verstanden und entsprechende Modelle sind in den Störfallanalyse-Codes weitgehend implementiert. Die späteren Phasen sind phänomenologisch grundsätzlich verstanden, allerdings fehlen belastbare Daten und validierte Modelle großenteils. Aufgrund der hohen Komplexität der Materie und der Ablaufszenarien – u. a. Materialwechselwirkungen, Thermohydraulik, aber auch unterschiedliche Designs und Abbrandzustände – muss die Entwicklung des Kenntnisstandes zur Degradation des Kerns unter den Bedingungen eines schweren Unfalls als ein evolutionärer Prozess verstanden werden.

Die Sicherheitsstandards haben sich durch auf dieser Basis erarbeitete Verbesserungen der Notfallmaßnahmen bzw. des Accident Managements bereits schon in den beiden letzten Jahrzehnten signifikant erhöht. Trotzdem zeigen aber auch Unsicherheiten bei den Bewertungsprozessen von Unfallabläufen weiteren Forschungsbedarf auf, wodurch zu erwarten ist, dass das Risiko des Betriebs kerntechnischer Anlagen als Ergebnis dieser Anstrengungen auch künftig noch weiter reduziert werden wird.

Zur Erweiterung des Kenntnisstandes bei schweren Störfällen und seiner Umsetzung in weiter verbesserte Notfallmaßnahmen ist ein enges Zusammenwirken zum einen von Experimentatoren, Analytikern und Codeentwicklern und zum anderen von Industrie/Betreibern, Forschungszentren und Hochschulen auch künftig sehr wichtig.

Literaturbeispiele

- In-Vessel Core Degradation in LWR Severe Accidents: A State of the Art Report to CSNI, Report NEA/CSNI/R(91)12, November 1991.
- T. Haste et al., In-Vessel Core Degradation in LWR Severe Accidents: A State of the Art Report, Update January 1991-June 1995, Report EUR 16695, ISBN 92-827-5641-6, 1996.
- Nuclear Safety Research in OECD Countries. Major Facilities and Programmes at Risk, OECD/NEA/CSNI Report, ISBN 92-64-18468-6, 2001.
- G. Bandini et al., Molten Material Relocation into the Lower Plenum: A Status Report, Report NEA/CSNI/R(97)34, September 1998.
- In-Vessel Core Debris Retention and Coolability, OECD/CSNI Workshop, 3.-6. March 1998, Garching, Germany, Summary and Conclusions Report NEA/CSNI/R(98)21, December 1998.
- CSNI/NEA RASPLAV Seminar 2000, 14.-15. November 2000, Munich, Germany, Summary and Conclusions Report NEA/CSNI/R(2000)23, December 2000.
- T. Haste and K. Trambauer, Degraded Core Quench: Summary of Progress 1996-1999, Report NEA/CSNI/R(99)23, February 2000.
- G. Bandini, Status of Degraded Core Issues. Synthesis Paper, Report NEA/CSNI/R(2001)5, February 2001.
- In-Vessel and Ex-Vessel Hydrogen Sources, Report by NEA Groups of Experts, NEA/CSNI/R(2001)15, July 2001.
- B. R. Sehgal, Accomplishments and challenges of the severe accident research, Nucl. Eng. Design 210, 79-94, 2001.
- S. Chakroborty, M. Khatib-Rahbar, Role of Risk Assessment: Risk-Informed Regulations and Requirements for Severe Accident and Risk Assessment Research, atw 45(Heft 10), 615-620, 2000.
- B. Adroguer et al., Synthesis on Plant Calculation, Final COLOSS Report: Part 2, IRSN/DRS/SEMAR 03/30, SAM-COLOSS-P080, June 2003.
- B. Clement, T. Haste, Comparison Report on International Standard Problem ISP-46 (PHEBUS FPT1), IRSN Note Technique SEMAR 2003/21 Draft 3, SAM-THENPHEBISP-D005 Draft 3, July 2003.
- A.M. Beard et al., Late Phase Source Term Phenomena: Final Report, AEA Technology, SAM-LPP-D32, July 2003.

Status nationaler und internationaler Forschungsvorhaben und abgeleitete Erkenntnisse zum Unfallablauf im Containment (ex-vessel)

H.- J. Allelein, Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit

H. Alsmeyer, Forschungszentrum Karlsruhe

Die verschiedenen Vorgänge im Sicherheitsbehälter (SB) eines Leichtwasserreaktors (LWR), die im Falle eines unterstellten schweren Kernschmelzunfalls von Bedeutung sind, lassen sich drei zentralen Themenkomplexen zuordnen, die sich untereinander stark beeinflussen:

- die Thermohydraulik im Sicherheitsbehälter einschließlich der H₂-Verbrennungsprozesse
- das Spaltproduktverhalten, im wesentlichen Transport, Ablagerung und Wiederfreisetzung von Aerosolen, sowie Jodchemie
- das Schmelzeverhalten, beginnend mit Schmelzeintrag in den SB, über die Schmelze-Beton-Wechselwirkung bis hin zur eventuellen Schmelzekühlung.

1. Thermohydraulik im Sicherheitsbehälter, einschließlich H₂-Verbrennung

Die Thermohydraulik im SB liefert die zentralen Informationen für die meisten im SB ablaufenden Prozesse. Gemeinsam mit der Strukturmechanik führt sie zu Aussagen über die Integrität des SB. So ist es nicht verwunderlich, dass die Simulation der Thermohydraulik im Verlaufe schwerer Störfälle frühzeitig bereits Gegenstand analytischer und experimenteller Aktivitäten im In- und Ausland waren. Gerade bezüglich der experimentellen Untersuchungen zur SB-Thermohydraulik liegt in Deutschland eine langjährige umfangreiche Erfahrung vor, die zu einer im internationalen Vergleich unbestrittenen Spitzenstellung geführt hat: als wesentliche Versuchsanlage seien hier nur genannt der HDR (Heiß-Dampf-Reaktor) in Karlstein, das Modell-Containment bei Battelle in Frankfurt/M. - beide inzwischen stillgelegt und abgerissen - und die ThAI (Thermohydraulik, Aerosole, Iod)-Versuchsanlage in Eschborn, in der z. Z. die zweite Versuchsperiode vorbereitet wird.

Die Versuche in diesen und anderen Versuchsanlagen haben nicht nur das phänomenologische Verständnis erhöht, das zur Formulierung des Rechenprogramms RALOC - einem der Vorläufercodes des heutigen Codes COCOSYS - geführt hat, sondern bilden auch heute noch die Basis für die Validierung des GRS-Codes COCOSYS. Während COCOSYS auf dem 'lumped parameter'-Ansatz aufbaut, ist der 3D-Code GASFLOW, der seit 1994 im FZK weiter entwickelt wird, ein sog. Feldcode, der zum einen die Impulsbilanz mit berücksichtigt, zum anderen eine wesentlich detailliertere Nodalisierung des SB erlaubt. Bisherige Validierungsaktivitäten wie das ISP 42 (PANDA) oder der nationale ThAI-'benchmark' zeigen, dass sich diese Programme im Sinne einer Modellhierarchie ergänzen können.

Weitere Aufschlüsse werden durch die verschiedenen Rechnungen im Rahmen des ISP 47 erwartet, die zu Versuchen in den beiden französischen Versuchsanlagen TOSQAN und MISTRA sowie ThAI derzeit durchgeführt werden. Aktuell scheint es geraten, beide Ansätze - 'lumped parameter' und Feldmodellierung - einzusetzen, um die jeweiligen methodischen Vorteile zu nutzen. Die 'lumped parameter'-Modelle erfordern z. B. weniger Aufwand bei der Modellierung der Geometrie und erlauben schnellere Rechnungen. Sie sind für die Aspekte der Reaktorsicherheitsforschung als validiert anzusehen. Feldmodelle haben einen erweiterten Anwendungsbereich, z. B. die Auflösung eines impuls-dominierten Strahls im Nahbereich. Sie erfordern allerdings wegen der höheren Ortsauflösung mehr Rechenaufwand.

Die FZK-Arbeiten zum Wasserstoffverhalten bei kernzerstörenden Unfällen haben sich von Anfang an (1990) auf die Entwicklung von dreidimensionalen Verteilungs- und Verbrennungscodes konzentriert, um eine möglichst weitgehende mechanistische Simulation der ablaufenden Prozesse mit ausreichender Genauigkeit zu erreichen. Die Arbeiten wurden ergänzt durch die Entwicklung von Kriterien, die es erlauben, das Risikopotential einer reagierenden H₂-Luft-Dampfmischung zu beurteilen. Damit wurde eine durchgehende Analysemethodik für das Wasserstoffverhalten in kerntechnischen Anlagen erarbeitet. Die vier Phasen im Analyseablauf bestehen aus

- Berechnung der orts- und zeitabhängigen Gasverteilung im Containment (3D GASFLOW-Programm),
- Beurteilung des schnellstmöglichen Verbrennungsmodes dieser Gasverteilung (σ - bzw. λ -Kriterien),
- Simulation des Verbrennungsprozesses in der komplexen 3D-Geometrie (COM3D für turbulente Verbrennung, DET3D für Detonation) und
- Bestimmung der strukturellen Konsequenzen aus den Druck- und Temperaturlasten (einfaches Einmassenschwinger-Modell oder 3D-Programm ABAQUS).

Diese Analysemethodik wurde ganz oder teilweise auf bestimmte Störfallabläufe in DWR und in SWR angewendet. Die 3D-Modellierungen für deutsche DWR haben den Zulassungsprozess von katalytischen Rekombinatoren in deutschen DWR-Anlagen unterstützt (Basis: COCOSYS), in dem die Wirksamkeit des Betreiberkonzepts in hochauflösenden 3D-Rechnungen eindrucksvoll nachgewiesen werden konnte. Die Geometrieerstellung und die Analysen fanden in enger Zusammenarbeit von Forschungszentrum Karlsruhe und GRS statt. Die FZK-Programme GASFLOW und COM3D werden seit Jahren auch von Framatome zum Nachweis der H₂-Beherrschung im EPR eingesetzt. Die theoretischen und experimentellen Erfahrungen aus dem nuklearen Bereich werden von FZK derzeit auch in nicht-nuklearen Wasserstoffsicherheitsfragen eingesetzt.

2. Aerosolverhalten und Jodchemie

In den letzten Jahren sind eine Reihe von nationalen und internationalen Vorhaben durchgeführt worden, die sich mit Phänomenen und Prozessen befassen, die bei der Quelltermmittlung für auslegungsüberschreitende Ereignisse zu berücksichtigen sind. Die Phänomene und Prozesse betreffen das Aerosolverhalten im Reaktorkühlkreislauf, Aerosoltransport und -ablagerung und das Jodverhalten (Chemie und Transport) im Sicherheitsbehälter. Ausgewählte Experimente der Versuchsreihen CAIMAN, KAEVER, PHEBUS-FP, RTF, STORM und VANAM haben als Basis für die Durchführung so genannter Internationaler Standardprobleme (ISP) im Rahmen des OECD/ CSNI gedient. Diese gut dokumentierten und in Expertengremien detailliert diskutierten Versuche sind mit nahezu allen einschlägigen in den OECD-Mitgliedsländern entwickelten bzw. verfügbaren Rechenprogrammen voraus- oder nachgerechnet worden, so dass auf diese Weise auch das aktuelle Leistungsvermögen der angesprochenen Modelle beurteilt werden kann.

Mit *Quellterm* bezeichnet man in der Reaktorsicherheit die durch den Ablauf eines Unfalles in einem Kernkraftwerk bedingte Freisetzung von Radioaktivität in die Umgebung außerhalb der Reaktoranlage. Einen Vergleichsmaßstab hinsichtlich der denkbaren Folgen bei verschiedenen Unfallabläufen in verschiedenen Kernkraftwerken ergeben die elementspezifischen integralen Freisetzunganteile, bezogen auf das bei Unfallbeginn im Reaktorkern vorhandene Inventar. Die "Schwere" eines Unfalls lässt sich von Fachleuten bereits beurteilen, wenn sie erfahren, ob z. B. die auf das Inventar bei Unfallbeginn bezogene Freisetzung von Radiojod 10^{-3} oder 10^{-6} beträgt.

Quelltermanalysen bedeuten weit mehr, als es das reine Wort besagt. Es gehört dazu, dass ein Unfallablauf exakt auf die in Betracht genommene Reaktoranlage projiziert wird. Die für die Anlage typischen Gegebenheiten müssen dabei richtig erfasst werden. Für Quelltermanalysen

wird seit vielen Jahren bei der GRS erfolgreich der Code COCOSYS entwickelt und eingesetzt.

Mit Bezug zur Quelltermbestimmung sind im Zeitraum der letzten etwa zehn Jahre eine Reihe umfangreicher Versuchsreihen national wie international durchgeführt worden:

- zu Transport und Ablagerung von Aerosolen im Sicherheitsbehälter die VANAM- und KAEVER-Versuche bei Battelle in Frankfurt/M.
- zur Jodchemie im Sicherheitsbehälter die RTF-Versuche bei AECL in Kanada und die CAIMAN-Versuche von IRSN und CEA in Frankreich
- sowie die Integralversuche PHEBUS-FP, die sämtliche vorgenannten Phänomene sowie die Spaltproduktfreisetzung aus Brennstoff und -element umfassen; diese Versuche werden im südfranzösischen Cadarache u. a. unter starker finanzieller Beteiligung der EC als internationales Projekt unter französischer Federführung durchgeführt.

Die Versuchsreihen VANAM, KAEVER und RTF sind abgeschlossen, die Versuchsreihen CAIMAN und PHEBUS-FP dagegen nicht.

Zum Aerosoltransport und -abbau im Sicherheitsbehälter liegen die Erkenntnisse aus ISP 37 (VANAM) und ISP 44 (KAEVER) sowie ISP 46 (PHEBUS-FPT1) vor. Die zentrale Aussage der beiden ersten PHEBUS-FP-Versuche - nicht nur FPT1, sondern auch FPT0 - besteht darin, dass die Aerosol-Zusammensetzung zumindest während des Ablagerungsprozesses aufgrund von Agglomerationsprozessen homogen und die elementbezogene Aerosolzusammensetzung unabhängig von der Aerosolpartikelgröße war.

Obwohl große Fortschritte in der Simulation des Aerosolverhaltens in Mehrraumgeometrien erzielt worden sind, streuen die berechneten lokalen Aerosolkonzentrationen über ein breites Band. Bezüglich der Aerosolergebnisse ist die größte Unsicherheit auf die thermohydraulischen Variablen relative Feuchtigkeit und Volumen Kondensation zurückzuführen. Einigen Programmen (z.B. in der aktuellen MELCOR-Version 1.8.5) fehlt ein einsatzfähiges Löslichkeitsmodell. "Reine" Aerosolprogramme, d.h. ohne Kopplung zu einem Thermohydraulikmodell, sind nicht in der Lage, die Aerosolprozesse z. B. unter den Bedingungen des ISP 37 richtig zu beschreiben.

Obwohl die programmtechnische Simulation des Abbauverhaltens von Aerosolen in einem Sicherheitsbehälter ein vergleichsweise fortgeschrittenes Niveau erreicht hat - was durch die Rechnungen zum ISP 46 durchweg bestätigt wird -, trüben einzelne Erkenntnisse das insgesamt positive Bild:

- der große Anwendereinfluss,
- die unzureichende Behandlung des Kelvin-Effekts in nahezu allen Programmen (in COCOSYS und damit auch in ASTEC zumindest in Einraum-Geometrien physikalisch richtig und numerisch stabil erfasst) sowie
- die bis heute unzureichende Aerosol-Löslichkeitsmodellierung in MELCOR.

Auch wenn die PHEBUS-Versuche und das ISP 41 (RTF- und CAIMAN-Versuche sowie das 'benchmarking' der Jodchemiemodelle) keine direkten Gemeinsamkeiten haben, so lässt sich jedoch aus den Versuchen eine übereinstimmende Schlussfolgerung ziehen: die aktuellen Jodchemiemodelle erlauben derzeit weder eine zufrieden stellende Vorausrechnung von kleinmaßstäblichen Versuchen unter 'clean condition', noch eine eindeutige Interpretation der in der PHEBUS-Anlage ermittelten Ergebnisse. Bei der Nachrechnung der Jodchemie im Rahmen des ISP46 (PHEBUS-FPT1) zeigt die Auswertung, dass alle beteiligten Jodmodelle derzeit erhebliche Probleme haben, die gemessenen Werte auch nur in etwa nachzubilden. Im Rahmen des ISP41 ist zusätzlich ein 'benchmarking' der Jodchemiemodelle durchgeführt worden, in dem qualitative Tendenzen wichtiger Randbedingungen auf den Anteil gasförmigen Jods untersucht und verglichen wurden. Zur damaligen Zeit stand die Jodmodellierung in MELCOR (erst ab Version 1.8.5) noch nicht zur Verfügung. Die Modelle

zeigen übereinstimmend den starken Einfluss des pH-Wertes, der Wassertemperatur, der Strahlendosis und des Sumpfinventars an Ag. Die Anfangskonzentration an Jod hat nur einen mäßigen Einfluss. Kein einheitliches Bild zeigten die Jodmodelle hinsichtlich der Atmosphärenbedingungen (trocken oder kondensierend) und des mengenmäßigen Einflusses organischer Substanzen in der Wasserphase.

Die allgemein bestehenden Unsicherheiten bezüglich der Jodchemie - augenfällig durch die durchweg unbefriedigenden Ergebnisse der Rechnungen zum ersten Teil des ISP 41 und zum ISP46 - lassen sich nur durch eine Reihe unterschiedlicher Versuche mit eindeutigen Randbedingungen und Bilanzen mit der Zeit abbauen. In den Rechnungen zur letzten Phase des ISP 41 ('blinde' und 'offene' Nachrechnungen je zweier RTF- und CAIMAN-Versuche) konnte dies erfreulicherweise z.B. für den COCOSYS Jodmodul AIM eindrucksvoll gezeigt werden.

3. Ex-Vessel Schmelzeverhalten

Die so genannte ex-vessel-Phase des Kernschmelzunfalls beginnt mit dem Austritt der Schmelze aus dem Druckbehälter. Sowohl lokales Versagen im Zentrum seiner Bodenkalotte als auch seitliches Versagen etwa in Höhe der Schmelzenoberfläche sind möglich. Dies hängt von den Details des Unfallablaufs, eventuell eingeleiteten Kühlmaßnahmen wie auch von Durchbrüchen im Boden des Druckbehälters ab. Die bisher allgemein gemachte Annahme, dass bei Beginn des Schmelzeaustrags das gesamte Kerninventar als Schmelze vorliegt, ist als obere Grenze zu sehen. Wahrscheinlicher, aber schwer zu quantifizieren, ist, dass Teile der Brennelemente noch in fester Form vorhanden sind, was zu einem verlängertem Austritt des Kernmaterials führt.

Unterstellt man, dass die Druckentlastung des Primärkreises erfolgreich durchgeführt wurde, dass also der die Schmelze treibende Dampfdruck auf deutlich unter 20 bar abgesenkt ist, so können die Reaktionskräfte bei RDB-Versagen von den Auflagern des RDB abgetragen werden. Die Schmelze kann jedoch, je nach der vorliegenden Geometrie, in wesentlichen Teilen aus der Reaktorgrube ausgetragen und in angrenzende Räume oder in den Sicherheitsbehälter verlagert werden. Aufbauend auf den DCH-Experimenten in SANDIA werden diese Vorgänge in den DISCO Experimenten im FZK untersucht, mit Schwerpunkt auf den engen Kavernen typischer europäischer Reaktoren. In einer 1:18 skalierten Geometrie wird die Corium-Schmelze durch kalte Simulationsmaterialien oder heiße Thermit-Schmelzen simuliert. Bei Versagen des RDB am Boden können bei Drücken nahe 20 bar bis zu 75 % der Schmelze aus der Reaktorkaverne ausgetragen werden. Bei Restdrücken unter 5 bar sinkt dieser Anteil unter 10 %. Bei seitlichem Versagen ist der Schmelzeaustrag wesentlich geringer.

Durch Wärmeübergang von den kleinen Schmelzetröpfchen an die Atmosphäre im Sicherheitsbehälter und durch die Verbrennung des Wasserstoffes, der durch die Reaktion des metallischen Teils der Schmelze mit dem Dampf erzeugt wird, kann sich der Druck im SB kurzzeitig um 2 bis 4 bar erhöhen. Für weitergehende Aussagen sind anlagenbezogene Experimente und eine sorgfältige Übertragung mit dem AFDM-Rechenprogramm notwendig. In diesem Zusammenhang stellt sich auch die Frage nach der Erosion des Betonfundaments durch den austretenden Schmelzestrahle. Dies wurde in den KAJET Experimenten untersucht und durch theoretische Analysen der Uni Bochum ergänzt. Die abgeschätzte Erosionstiefe bei Austrag der gesamten Schmelze erreicht bei maximaler Schmelzenmasse bis zu 130 mm und wird wesentlich durch die kurze Dauer eines kompakten Schmelzestrahls begrenzt.

Die Ausbreitung der Schmelze auf einer großen Fläche ist eine der grundsätzlichen Fragestellungen, wenn es um den großflächigen Angriff des Fundaments aber auch um die Kühlbarkeit der austretenden Schmelze geht. Die vollständige Ausbreitung wird begünstigt durch die Übertemperatur der Schmelze und durch eine hohe Ausflussrate. Die schnelle Zunahme der Zähigkeit im Erstarrungsbereich der Schmelze führt dagegen zum Stopp der Ausbreitungsfront. Diverse experimentelle Programme (FARO, COMAS, KATS, VULCANO) wurden europaweit durchgeführt, um die wesentlichen Fragestellungen der Ausbreitung zu untersuchen. Verschiedene Rechenprogramme (in Deutschland CORFLOW von Framatome ANP und LAVA von GRS) wurden entwickelt und werden zurzeit abschließend validiert. Dazu dient das Großexperiment ECOKATS, das als Bestandteil des EU-geförderten Programms ECOSTAR durchgeführt wird.

Die Erosion des Betonfundaments durch die Schmelze erfolgt zu Beginn im Wesentlichen aus der Übertemperatur der Schmelze und der chemischen Energie von noch nicht oxidierten Zr-Hüllrohren. Langfristig ist die nur langsam abfallende Nachwärmeleistung für den Erosionsvorgang verantwortlich, der bis zur Durchdringung der Fundamentplatte erfolgen kann. Aussagen zur Fundamenterosion basieren im wesentlichen auf Experimenten, die bis in die frühen 90er Jahre in der BETA-Anlage (Forschungszentrum Karlsruhe) und in SANDIA und ANL (USA) durchgeführt wurden, und die der Entwicklung der Rechenprogramme WECHSL und CORCON dienten. Aus heutiger Sicht, nach Durchführung und Analyse weiterführender Experimente und Entwicklung verbesserter Modellierungsansätze, sind jedoch zuverlässigere Aussagen erwünscht, die insbesondere die Langzeiterosion des Fundamentes über Tage und die dabei wichtigen langsamen Erstarrungsvorgänge betreffen. Ein wesentliches Problem stellt dabei das Verhalten der mehrkomponentigen Oxidschmelze während ihrer Erstarrung dar: Zunächst kristallisieren die hoch schmelzenden (U, Zr)-O Mischkristalle, während die niedrig schmelzenden, silikatreichen Oxide als Schmelze verbleiben. Der Wärmeübergang wird in dieser Phase wesentlich von Krusten oder kristallreichen Zonen in der Nähe der Schmelzfront des Betons beeinflusst. Die bisherigen Modelle geben diese Effekte nur näherungsweise wieder. Es ist auch umstritten, ob eine Modellierung in dieser Art notwendig ist, berücksichtigt man, dass bestimmte Detailinformationen experimentell wohl nicht zugänglich sind. Eine exaktere Simulation der makroskopischen Wärme Flüsse könnte stattdessen, verbunden mit einer belastbaren 3D-Cavitybeschreibung, eher zum Erfolg führen. Derzeit bestehen bezüglich des Zeitpunkts der Fundamentdurchdringung Unsicherheiten um den Faktor 3-4. Dies kann wegen einzuleitender Maßnahmen von erheblicher Bedeutung sein. Experimente, die diese Vorgänge besser quantifizieren sollen, werden zurzeit durch die OECD bei ANL gefördert.

Ziel vieler nationaler und internationaler Untersuchungen ist die Erlangung der Kühlbarkeit der Schmelze im Fundamentbereich. Für bestehende Reaktoren ist durch Aufgabe von Wasser auf die Schmelze nur eine geringe Minderung zu erwarten. Experimente hierzu werden noch weitergeführt. Ob Wasserzutritt von unten in die Schmelze als Kühlmaßnahme in bestehenden Reaktoren eingesetzt werden kann, bleibt zu prüfen.

Verbleibende Fragestellungen zukünftiger Forschungsarbeiten

W. Scholtyssek¹⁾, J. Rohde²⁾

- 1) Forschungszentrum Karlsruhe GmbH
- 2) Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit mbH

Bei dem Versuch der Erstellung einer allgemein akzeptierbaren Liste von verbleibenden F&E Aufgaben auf dem Gebiet auslegungsüberschreitender Ereignisse, sog. Schwerer Störfälle, in kerntechnischen Anlagen stößt man auf Schwierigkeiten.

Erstens gibt es zur Lösung der anstehenden Probleme keine quantifizierten Kriterien, etwa wie bei Auslegungsstörfällen die maximal zulässige Hüllrohrtemperatur. Es fehlt also der Maßstab für den gegenwärtigen Stand der Forschung wie für das zu erreichende Ziel.

Zweitens sind die Sicherheitsanforderungen an kerntechnische Anlagen einer Entwicklung unterworfen, die primär aus den Betriebserfahrungen resultiert. Für kerntechnische Neuanlagen oder fortschrittliche Systeme (Generation IV) werden schärfere Sicherheitsanforderungen formuliert. Erkenntnisse aus der Entwicklung solcher Systeme können auch für laufende Anlagen genutzt werden.

Drittens sind die Interessen und Positionen der betroffenen Organisationen und Institutionen bezüglich der notwendigen F&E Aufgaben und der Anwendung der Forschungsergebnisse durchaus unterschiedlich.

Dies spiegelt sich in den Ergebnissen nationaler und internationaler Studien wieder, die als Haupt- oder Nebenergebnis noch erforderliche F&E Arbeiten aufzeigen und Prioritäten zuordnen. Im Folgenden werden die wichtigsten Ergebnisse einiger Studien aus der jüngeren Vergangenheit zusammenfassend dargestellt und diskutiert.

EUCOFA, SAMIME und ISARRP waren konzertierte Aktionen im 4. EU Rahmenprogramm [1], [2], [3]. EUCOFA befasste sich unter Beteiligung von Experten für den Sicherheitseinschluss (Containment) besonders mit Einzelphänomenen, SAMIME unter Beteiligung von Industrie, Genehmigungsbehörden und technisch-wissenschaftlichen Organisationen (z.B. TSO), mit Maßnahmen eines anlageninternen Notfallschutzes (z.B. Severe Accident Management / SAM) und den notwendigen spezifischen F&E-Arbeiten. Schließlich bearbeitete ISARRP das Thema aus der Sicht der Genehmigungsseite.

In Deutschland befaßte sich die vom BMWi berufene Evaluierungskommission mit dem Thema, deren Ergebnisse vom Kompetenzverbund Kerntechnik umgesetzt werden [4].

In der Konzertierte Aktion EURSAFE [5] des 5. EU Rahmenprogramms, an der 18 Organisationen aus 11 europäischen Ländern teilnahmen, wurde in einer grundlegenden Studie eine sog. „Problem Identification and Ranking Table“ (PIRT) erstellt. Aus einer Vielzahl von Phänomenen, die bei Schweren Störfällen sicherheitsrelevant sein können, wurden schließlich 21 Themenfeldern identifiziert, auf denen weiteres F&E als notwendig erscheint. Diese in EURSAFE erzeugte Liste soll zukünftig von dem Exzellenznetzwerk SARNET im 6. EU Rahmenprogramm als Grundlage für integrierende Aktionen und einer

Koordination des Europäischen F&E Bereichs nach den Vorstellungen einer „European Research Area“ dienen [6].

Schließlich wird noch die „Group for the Analysis and Management of Accidents“ (GAMA) der OECD zitiert, die mit Teilnehmern aus Kernenergie nutzenden Ländern und mit einem breitem Interessensspektrum besetzt ist. Die Gruppe hat sich vor ca 3 Jahren neu formiert. Eine erste gemeinsame Aufgabe bestand darin, die Mitglieder abzufragen, welche F&E Themen sie als vorrangig zu bearbeiten erachteten.

Die Gegenüberstellung der einzelnen Studienergebnisse zeichnet in groben Zügen folgendes Bild:

Vorgänge im Reaktordruckbehälter (in-vessel):

- Die Prozesse der frühen in-vessel-Phase sind im Wesentlichen bekannt. Es stehen noch einige spezifische Arbeitsthemen an, z.B. betreffend Vorgänge bei Lufteinbruch oder Spaltproduktverhalten bei hohen Temperaturen.
- Alle Studien kommen zu dem Ergebnis, dass die späte in-vessel-Phase, also starke Kernzerstörung mit Schmelzeseebildung, Umverlagerung und Kühlung geschmolzener Materialien und damit zusammenhängende Prozesse, noch ungenügend bekannt ist.
- Ein frühes Versagen des Sicherheitsbehälters durch eine Dampfexplosion wird übereinstimmend ausgeschlossen, aber das frühzeitige Versagen einer vorgeschädigten Bodenkalotte des Reaktordruckbehälters ist noch ein offenes Thema.
- Die Oxidation metallhaltiger Schmelzeansammlungen und die daraus folgende Wasserstoffherzeugung ist noch nicht quantifizierbar, ebenso nicht die Freisetzung flüchtiger und halbflüchtiger Spaltprodukte.

Vorgänge im Sicherheitseinschluss (Containment):

- Das Problem eines „Direct Containment Heating“ wird kontrovers gesehen. Zwar wird das frühe Containmentversagen durch diesen Vorgang als sehr unwahrscheinlich angesehen, andererseits wurde gezeigt, dass ein erheblicher Schmelzeauswurf in das Containment bei relativ niedrigen RDB-Drücken möglich ist. Entsprechend sind Fragen der Kühlbarkeit lokaler Schmelzeansammlungen, der Belastung von Komponenten und der Auswirkung auf den Quellterm abschließend zu klären.
- Das Thema einer Schmelzeausbreitung nach RDB-Versagen auf ebenen Strukturen scheint geklärt, dagegen ist die Möglichkeit der ex-vessel Schmelzekühlung weiterhin offen. Auch bzgl. einer Schmelze-Beton Wechselwirkung besteht F&E Bedarf, insbesondere was die Zeitdauer einer möglichen Fundamentdurchdringung angeht.
- Auf dem Gebiet „Spaltproduktverhalten und Quellterm“ gibt es unterschiedliche Interessen und Bewertungen, insgesamt erscheint die Behandlung spezifischer Einzelthemen wie z.B. der Jod-Chemie notwendig.
- Dampfexplosion und Wasserstoffverbrennung werden als weiterhin zu bearbeitende Themen genannt.
- Schließlich werden noch einige Einzelthemen im Zusammenhang mit Maßnahmen eines internen Notfallschutzes aufgeführt, wie z.B. die Instrumentierungsfragen und die Entwicklung von Rechensystemen zur Unterstützung von Entscheidungen eines Krisenstabes.

Um eine Synthese der aufgezeigten Ergebnisse der verschiedenen Interessensgruppen zu versuchen, fragen wir nach übergeordneten Zielen, die künftige Forschungsarbeiten erreichen sollten.

Zum einen sollte ein schwerer Störfall so früh wie möglich beendet werden, z.B. sollte eine Schmelze möglichst im RDB zurückgehalten werden. Das würde Lasten und einzelne Notfallmaßnahmen im Sicherheitseinschluss weitgehend vermeiden.

Zum anderen sollten extreme und langfristig wirksame Lasten auf den Sicherheitseinschluss verhindert werden, zur Erhaltung der Containmentintegrität als letzter Barriere.

Weiterhin sollte eine verbesserte Möglichkeit der Kontrolle radioaktiver Materialien im Sicherheitsbehälter erreicht und möglichst eine Freisetzung in die Umgebung vermieden bzw. begrenzt werden.

Können Schäden oder das Versagen einzelner Barrieren nicht vermieden werden, dann kann eine Verzögerung von großer Bedeutung sein, da hierdurch den betroffenen Notfall-Organisationen mehr Zeit für interne und externe Schutzmaßnahmen gegeben wird.

Unter derartigen Vorgaben werden folgende F&E Aufgaben als vordringlich eingestuft:

Das Wissen um die Vorgänge während der späten in-vessel Phase soll vertieft werden, insbesondere Fragen des Kernversagens, Schmelzpoolbildung und Umverlagerung, sowie zur möglichen Kühlbarkeit von teilweise abgeschmolzenem Kern oder Debris. Diese Vorgänge bilden die Anfangs- und Randbedingungen für den weiteren Unfallablauf. Deshalb ist die Kenntnis von Größe und Zeitablauf der Energie- und Massenströme von entscheidender Bedeutung für die integrale Unfallanalyse. Die Kenntnis des zeitlichen Ablaufs ist auch von großer Wichtigkeit für Entscheidungen, die bzgl. des internen und externen Notfallschutzes getroffen werden müssen.

Ist nach einem RDB-Versagen Schmelze in das Containment gelangt, so ist die Frage ihrer Kühlbarkeit derzeit offen. Es interessiert insbesondere auch die Wechselwirkung mit Strukturen und mit der Bodenplatte, z.B. das Verhältnis von axialem zu radialem Erosionsfortschritt und die langzeitigen Erosionsraten.

Ein weiteres Thema ist die Vermeidung von Lasten, die zu einem Containmentversagen führen können.

Auf dem Wasserstoffsektor ist der Stand des F&E im Prinzip sehr fortgeschritten. Es existiert eine breite Datenbasis mit Verteilungs- und Verbrennungsexperimenten bis hin zu relativ großer Skala. Weiterhin wurden Kriterien für Übergänge zwischen verschiedenen Verbrennungsregimen entwickelt und validiert. Das aktuelle Problem ist die Umsetzung in praktikable und validierte Codes für reale Anwendungsfälle, wo weiterhin Unsicherheiten bestehen, was beispielsweise bei einer Benchmark-Übung im Rahmen des EU-HYCOM Projektes demonstriert wurde [6]. Dies deutet auf Schwächen in der Modellierung z.B. von Reaktionskinetik und Turbulenzverhalten in Verbindung mit der Extrapolation von der experimentellen zur realen Skala hin. Es sei bemerkt, dass die Containment Expertengruppe EUCOFA auf diesen Mangel eines realskaligen Versuchscontainments bereits hingewiesen hat [1], das Thema wurde aber nicht weiter verfolgt.

Auf dem Gebiet der Dampfexplosion ist der aktuelle Stand, dass die grundsätzlich erkannten Phänomene noch nicht in Modelle mit quantitativen belastbaren Aussagen umsetzbar sind, z.B. die Fragmentierung von Schmelzeströmen in Wasser, das Materialverhalten, die Energetik und spezifisch auch die Frage betreffend, warum Corium weniger Neigung zu einer heftigen Dampfexplosion zeigt als andere Materialien. Schließlich konnte die Frage nach

einer Obergrenze des Wirkungsgrades bei der Umsetzung der thermischen in mechanische Energie noch nicht belastbar geklärt werden.

Das Thema eines Schmelzeaustrag aus der Reaktorgrube in umliegende Räume bei RDB-Versagen unter Druck hat in der EURSAFE Aktion eine neue Aktualität erlangt. Insgesamt stellt es eine Folge von komplexen, hoch transienten Vorgängen dar, das aber sehr geometriespezifisch ist. Ein grundsätzliches Problem besteht derzeit noch in der Modellierung und Übertragung auf die reale Anlage.

Jede Maßnahme eines internen Notfallschutzes hat letztendlich zum Ziel, radioaktives Material im Containment zurückzuhalten und langfristig von der Umwelt zu isolieren. Auf diesem Gebiet der Begrenzung des Quellterms gibt es eine Reihe offener Themen, die z.T. in neuerer Zeit diskutiert werden, wie z.B. die Frage der Erzeugung flüchtigen Rutheniums bei Lufteinbruch in den RDB, oder der Einfluß von Hochabbrand und MOX auf den Quellterm. Andere Themen wie z.B. die Jodchemie sind bereits seit langem bekannt, aber immer noch nicht zuverlässig beschreibbar. Dazu kommen weitere spezifische Fragestellungen, z.B. auch die Frage einer Spaltproduktrückhaltung in Dampferzeugern, die im ARTIST-Projekt untersucht wird.

Die Zusammenfassung des Wissens in praktikablen Rechenprogrammen wird auch in Zukunft eine dominierende Rolle spielen.

Systemcodes dienen zur Beschreibung des integralen Unfallablaufs und werden bei Bedarf ergänzt und unterstützt durch Detail-Programme für spezifische Problemstellungen wie z.B. im Rahmen von Konsequenzanalysen für PSA-Studien der Stufe 2. Es wurde bereits auf die Probleme der Validierung und der Übertragbarkeit auf reale Systeme hingewiesen. Hier wird noch erhebliche Arbeit erforderlich sein, um bestehende Unsicherheiten zu vermindern und damit das Vertrauen in die Aussagekraft zu stärken.

Dies gilt insbesondere auch für CFD-Codes, die in Zukunft verstärkt eingesetzt werden sollen.

Eine besondere Rolle werden schnell laufende Programmsysteme bekommen, als Expertenunterstützung und zur Verwendung als Prognoseinstrumente, z.B. in der Kopplung zwischen der Anlage und Entscheidungshilfesystemen wie RODOS. Dies ist auch im Zusammenhang zu sehen mit dem Gebiet der Diagnostik, also einer ausreichenden Instrumentierung in der Anlage für verschiedenartige Szenarien. Im Anforderungsfalle wird es sicher wesentlich sein, dass die beteiligten Organisationen ein umfassendes Bild vom momentanen Zustand der Anlage und vom Unfallablauf erhalten.

Abschließend sei festgestellt, dass das Wissen auf dem Gebiet der Schwere Störfälle einen beachtlichen Stand erreicht hat. Verbleibende Fragestellungen wurden in nationalen und internationalen Gremien diskutiert und identifiziert. Eine Vielzahl von experimentellen und analytischen F&E Aktivitäten im nationalen und internationalen Rahmen sind geeignet, das Wissen zu vertiefen, bestehende Unsicherheiten zu reduzieren und die Umsetzung in verbesserte Systeme und Prozeduren zu unterstützen. Die Entwicklung künftiger kerntechnischer Systeme (Generation IV, INPRO, P&T, ...) wird neue F&E Themen aufwerfen, deren Bearbeitung und Lösung auch positive Rückwirkungen auf heutige Anlagen haben werden.

Referenzen

- [1] T. Kanzleiter et al., „Future Experimental Containment Facilities in the European Union (EUCOFA)“, Proc. FISA 99, Luxembourg, 29. Nov. to 1. Dec. 1999, EUR 19532 EN, pp –538 to 544 –
- [2] G. Vayssier et al., „Severe Accident Management Implementation and Expertise in the European Union (SAMIME)“, Proc. FISA 99, Luxembourg, 29. Nov. to 1. Dec. 1999, EUR 19532 EN, pp –580 to 587 –
- [3] R. Sehgal et al., „Interactions Between Severe Accident Research and the Regulatory Positions in European Countries (ISARRP)“, Proc. FISA 99, Luxembourg, 29. Nov. to 1. Dec. 1999, EUR 19532 EN, pp –529 to 537 –
- [4] Kompetenzverbund Kerntechnik, Bericht „Themen der nuklearen Sicherheits- und Endlagerforschung in Deutschland 2002 – 2006 - Reaktorsicherheitsforschung“, 9. July 2003/1, (kann von <http://www.grs.de/ptr/kv.htm#kverbund> abgerufen werden).
- [5] D. Magallon et al., « European Expert Network for the Reduction of Uncertainties in Severe Accident Issues (EURSAFE), EU Research in Reactor Safety, FISA-2003, Luxembourg, 10-13 Nov. 2003
- [6] D. Baraldi et al., “Application and Assessment of Hydrogen Combustion Models”, The 10th International Topical Meeting on Nuclear Reactor Thermal Hydraulics (NURETH-10) Seoul, Korea, October 5-9, 2003.

Sitzung C

Umsetzung der Erkenntnisse in Neuanlagen

Aktuelle Neu-Entwicklungen (Generation III) mit Schwerpunkt EPR und SWR 1000

(D. Bittermann, S. Bordihn, M. Nie; Framatome-ANP GmbH, Erlangen)

Die Berücksichtigung von Phänomenen schwerer Störfälle in Analysen und im Anlagendesign von Reaktoren war im Laufe der vergangenen 30 Jahre unterschiedlich stark ausgeprägt.

In den 70er Jahren waren schwere Störfälle vorwiegend nur ein Thema bei Brutreaktoren. Jedoch mußten im Rahmen der damals entstehenden Risikoanalysen für LWR auch Überlegungen zu Phänomenen schwerer Störfälle und deren Auswirkungen auf Anlagen im Hinblick auf die Einschätzung des Restrisikos angestellt werden.

In den 80er Jahren wurden in Deutschland als Folge der Ergebnisse der Deutschen Risikostudie A Accident Management Maßnahmen entwickelt und in Anlagen implementiert. Nach Tschernobyl wurde es international für notwendig erachtet, bei Neuanlagen künftig bereits im Anlagendesign Maßnahmen zur Beherrschung schwerer Störfälle zu berücksichtigen.

Hinsichtlich der Anforderungen an die Implementierung entsprechender Maßnahmen gibt es international Unterschiede. In den USA werden beispielsweise schwere Störfälle schwerpunktmäßig probabilistisch behandelt. Zusätzlich erfolgt hier ein deterministischer Nachweis der Beherrschung innerhalb der ersten 24 Stunden. In Europa werden schwere Störfälle deterministisch unter Berücksichtigung aller phänomenologisch relevanten Aspekte behandelt. Eine zeitliche Begrenzung der Funktion der Maßnahmen besteht nicht. Eine probabilistische Behandlung beschränkt sich hier weitestgehend auf den präventiven Bereich, das heißt auf die Vermeidung schwerer Störfälle.

In den 90er Jahren wurden bei Framatome ANP zwei Neuanlagen entwickelt, bei denen Maßnahmen zur Beherrschung schwerer Störfälle im Anlagendesign umgesetzt wurden. Diese Neuanlagen sind

- der European Pressurized Water Reactor (EPR) und
- der Siedewasserreaktor SWR 1000.

Prinzipiell kann man bei der Entwicklung von solchen Maßnahmen zwei unterschiedliche Wege beschreiten.

Zum einen können einhüllende Anforderungen für alle auftretenden Szenarien und Phänomene festgelegt und daraus Maßnahmen für das Anlagendesign entwickelt werden. Andererseits macht es Sinn, Szenarien möglichst weitgehend zu beeinflussen um definierte Zustände zu erreichen, die vorzugsweise mit konventionellen Technologien beherrschbar sind.

Im Vortrag werden diese beiden Vorgehensweisen diskutiert und bewertet.

Der Schwerpunkt des Vortrages ist die Darstellung der Maßnahmen zur Beherrschung von schweren Störfällen am Beispiel des EPR. Das Konzept zur Beherrschung von Kernschmelzunfällen beim SWR 1000 wird ebenfalls erklärt. Am Beispiel des EPR werden Strategie, Maßnahmen und ihre Ergebnisse dargestellt für die folgenden Themen:

- Hochdruckversagen des RDB,
- Wasserstoffbeherrschung,
- Dampfexplosion (in vessel),

- Stabilisierung der Kernschmelze,
- Containment Nachwärmeabfuhr,
- Confinement System

Dabei wird schwerpunktmäßig auf die Schmelzestabilisierung eingegangen. Die Wirksamkeit der Maßnahmen wird an ersten Ergebnissen einer PSA Level 2 Analyse gespiegelt.

Im Vortrag erfolgt abschließend eine vergleichende Gegenüberstellung von Maßnahmen in ausgewählten ausländischen Anlagen.

Insgesamt lassen sich die Maßnahmen des EPR und des SWR zur Beherrschung schwerer Störfälle wie folgt zusammenfassen und werten:

- Die für den EPR und SWR vorliegenden Konzepte werden für die in Diskussion stehenden zukünftigen Projekte von Kunden und Genehmigungsbehörden prinzipiell akzeptiert.
- Wesentliche Versuche und Nachweise für die Funktion der vorgesehenen Maßnahmen sind erbracht.
- Zukünftige Erkenntnisse können sukzessive in den bestehenden Konzepten berücksichtigt werden.
- Bauprojekte werden die Genehmigungsfähigkeit und Wirtschaftlichkeit der Maßnahmen zeigen.

Zusammenfassung und Abschlußdiskussion

H. Fabian

Framatome-ANP

„Fortschritte bei der Beherrschung und Begrenzung der Folgen auslegungsüberschreitender Ereignisse“

Zusammenfassung und Abschlussdiskussion

H. Fabian, FANP (Sprecher der FG Reaktorsicherheit)

Abschließend zum Vortragsteil des Fachtages fand eine zusammenfassende Diskussion mit den Herren Dr. Noack, EnBW, Dr. Koch, RUB (FG Thermo- und Fluidodynamik) und Prof. Schulenberg, Forschungszentrum Karlsruhe unter der Leitung von Dr. Fabian statt.

Mit insgesamt 20 Vorträgen wurden die erreichten Fortschritte bei der Beherrschung und Begrenzung der Folgen von auslegungsüberschreitenden Ereignissen in einer kompakten Gesamtdarstellung präsentiert. Allen Referenten und Koreferenten sei für die sehr guten Präsentationen mit engagierten Vorträgen herzlichen gedankt.

Die verschiedenen und vielfachen Aspekte zur Ableitung, Bewertung und Umsetzung von Maßnahmen gegen auslegungsüberschreitende Ereignisse wurden in einer sehr guten, kompakten Gesamtdarstellung vorgestellt. Betrachtet wurden die anlagenspezifisch realisierten Maßnahmen mit ihren technischen Hintergründen für in Betrieb befindliche Druck- und Siedewasserreaktoren in Deutschland, auch im Vergleich zu Anlagen in Schweden und in der Schweiz. Die diesbezüglichen Konzepte und Maßnahmen bei aktuellen Neuentwicklungen wurden referiert, incl. der inzwischen fortgeschriebenen Auslegungsanforderungen. Gestützt wird die Auslegung der Maßnahmen durch vielfältige Sicherheitsanalysen und aufwendige Forschungsarbeiten. Insgesamt zeigt sich ein notwendiges Zusammenspiel zwischen Anlagenbetreiber, Hersteller und Forschungsinstituten sowie den Genehmigungsinstitutionen.

In den zurückliegenden 20 Jahren hat man nach der Erkenntnis, dass in deutschen Reaktoranlagen auch bei auslegungsüberschreitenden Ereignissen noch Maßnahmen zu ihrer Beherrschung bzw. der Begrenzung der Folgen ergriffen werden können, das Potential ausgelotet und erforscht. In vertieften Sicherheitsanalysen wurde das Anlagenverhalten bewertet und die relevanten Phänomene im Zusammenhang mit schweren Störfällen in umfangreichen Vorhaben erforscht. Nachdem man die Abläufe hinreichend verstanden hatte und berechnen konnte, sowie getestet hatte, wurden technische Maßnahmen und administrative Vorkehrungen in den Anlagen getroffen: präventive und mitigative Notfallmaßnahmen. Sie ergänzen die vierte Sicherheitsebene im bewährten, mehrstufigen, gestaffelten Sicherheitskonzept und bewirken eine weitere, erhebliche Reduktion des Restrisikos. Quantitativ ausgedrückt bedeutet dies, dass – abh. von der jeweiligen Anlage - die Kernschadenshäufigkeit etwa eine halbe Größenordnung niedriger liegt als die Gefährdungshäufigkeit.

Die in den deutschen Anlagen implementierten Maßnahmen entsprechen- global gesehen- dem internationalen Stand der Technik; die in-vessel Kühlung einer Schmelze durch Außenkühlung des RDB ist in Diskussion und in starkem Maße abhängig vom Design des Kerns und der Anlagenkonstruktion. Eine Optimierung an bestehenden Maßnahmen kann sich nach anlagenspezifischen Analysen zu Schweren Störfällen, speziell auch einer PSA der Stufe 2, ergeben.

Die Aufbereitung von Informationen und Darstellungstechniken zur Unterstützung des Betriebes der Anlagen im Sicherheitsmanagement mit Simulationsprogrammen und spez. Prozeduren sind in der Entwicklung.

Bei Neuanlagen hat man fortgeschriebenen Genehmigungsanforderungen bezüglich Schwerer Störfälle mit limitierten Freisetzungen aus den Anlagen nachzukommen und analytisch nachzuweisen. Präventive Maßnahmen sind hier üblicherweise im Basisdesign integriert. Frühe, große Freisetzungen sind auszuschließen. Eine Rückhaltung - zumindest temporär - einer Schmelze im Containment und damit einer Begrenzung von Freisetzungen aus der Anlage sind gefordert. Abhängig von der Anlagentechnik werden unterschiedliche aber in allen Fällen aufwendige Konzepte verfolgt, z.B. Kühlung einer Schmelze im RDB durch Außenkühlung oder die Stabilisierung einer Schmelze im Bodenbereich des Containments.

Die Erkenntnisse aus den umfangreichen Forschungsarbeiten zu Schweren Störfällen aus den letzten Jahren zeigen, dass man erhebliche Fortschritte im phänomenologischen Verständnis und in der Analytik gemacht hat und die meisten Phänomene grundsätzlich verstanden sind; zweifellos ist einer Reihe von Detailfragen noch vertieft nachzugehen. Als Grunderkenntnis hat sich bestätigt, dass eine Stabilisierung eines Unfallablaufes so früh wie möglich anzustreben ist, um die Unsicherheiten durch immer komplexeren Ablauf und dessen Bewertung einzugrenzen. Bei bestehenden Anlagen mit relativ komplexen räumlichen Anordnungen ist das Verhalten einer Schmelze im Containment mit eingeschränkter Belastbarkeit zu beschreiben, allerdings konnten die Unsicherheiten deutlich eingengt werden. Vielfach bestimmen anlagenspezifische Details den Unfallablauf dominant. Bei Neuanlagen mit konkreten system- und anlagentechnischen Ausführungen ist eine Bewertung des Anlagenverhaltens besser belastbar. Zur Vermeidung von nicht abtragbaren Lasten ist die Rückhaltung von Schmelzen im RDB noch weiter abzusichern. Die verbleibenden Arbeiten im Gebiet der Schweren Störfällen werden im internationalen Verbund weitergeführt.

In der Diskussion zu diesem Punkt wurde angeregt, die identifizierten offenen Fragestellungen mit EVU, Herstellern, Forschungsinstitutionen und Gutachtern zu diskutieren, um im Konsens die Relevanz zu beurteilen und eine Prioritätensetzung vorzunehmen. Für eine risikoorientierte Bewertung der offenen Punkte empfiehlt es sich, eine PSA Stufe 2 heranzuziehen und die anlagenspezifischen Aspekte herauszuarbeiten. Aus EVU-Sicht wurde angemerkt, dass bei politisch bedingter limitierter Laufzeit der Anlagen die Unterstützung der Forschungsarbeiten zu Schweren Störfällen verständlicherweise sehr begrenzt ist.

Zusammenfassend kann abschließend gefolgert werden, dass in den letzten Jahren das Wissen zu Phänomenen bei auslegungsüberschreitenden Ereignissen und deren Bewertung sowie zum resultierenden Anlagenverhalten wesentlich verbessert werden konnte; verbleibende Detailfragen werden prioritätsabhängig im internationalen Verbund weiterverfolgt.

Diese verbesserte Basis wurde in den Anlagen genutzt, um mit konkreten präventiven und mitigativen Maßnahmen unterstützt durch administrative Vorgaben auch auslegungsüberschreitende Ereignisse zu beherrschen bzw. deren Folgen zu begrenzen. Weitere Optimierungen in den bestehenden Maßnahmen können sich nach Erkenntniszugewinn und anlagenspezifischen Detailbewertungen ergeben. Die umgesetzten Maßnahmen befinden sich im internationalen Konsens.

Mit der Umsetzung dieser Maßnahmen wurde die vierte Sicherheitsebene entscheidend ausgebaut und damit eine weitere deutliche Reduktion des ohnehin niedrigen Restrisikos erzielt.

Bei Neuanlagen werden die Erkenntnisse bereits in der Basisauslegung berücksichtigt und damit fortgeschriebenen Genehmigungsanforderungen zur Begrenzung von Freisetzungen bei auslegungsüberschreitenden Ereignissen Rechnung getragen.

„Fortschritte bei der Beherrschung und Begrenzung der Folgen auslegungsüberschreitender Ereignisse“

**Fachtag der
Fachgruppen „Reaktorsicherheit“ und
„Thermo- und Fluidodynamik“**

Karlsruhe, 25./26. September 2003

Teilnehmerliste

Giancarlo Albrecht
Forschungszentrum Karlsruhe
Postfach 3640
76021 Karlsruhe

Dr.
Hans-Josef Allelein
GRS
Schwertnergasse 1
50667 Köln

Dr.
Hans Alsmeyer
Forschungszentrum Karlsruhe
Postfach 3640
76021 Karlsruhe

Dr.
Peter Antony-Spies
Bergstr. 6
65835 Liederbach

Dietmar Asse
Framatome ANP
Freyeslebenstr. 1
91058 Erlangen

Bernd Baier
GKN
Im Steinbruch
74382 Neckarwestheim

Markus Baier
TUM, LRR
Walther-Meißner-Str. 2
85748 Garching

Oda Becker
Kniestr. 12
30167 Hannover

Remy Beckers
EPZ
Postbus 130
NL-4380 AC Vlissingen

Joachim Bende
Forsmarks Kraftgrupp AB
S-74203 Östhammar, Sweden

Thilo von Berlepsch
E.ON Kernkraft Zentrale
Tresckowstr. 5
30457 Hannover

Dietmar Bittermann
Framatome ANP
Postfach 3220
91050 Erlangen

Jörg Blombach
Framatome ANP
Freyeslebenstr. 1
91508 Erlangen

Jörg-Thomas Bornemann
TÜV Süddeutschland
Westendstr. 199
80686 München

Dr.
Paul Bottomley
EC ITU

Günter Breiling
Westinghouse
Dudenstr. 44
68167 Mannheim

Dr.
Wolfgang Breitung
Forschungszentrum Karlsruhe
Postfach 3640
76021 Karlsruhe

Walter Burchardt
EnBW KKP
Rheinschanzinsel
76661 Philippsburg

Dr.
Heinz-Peter Butz
GRS
Schwertnergasse 1
50867 Köln

Thomas Cron
Forschungszentrum Karlsruhe
Postfach 3640
76021 Karlsruhe

Georg Dietz
E.ON Kernkraft GmbH
Postfach 7
97506 Grafenrheinfeld

Pere Drinovac
Forschungszentrum Jülich
52425 Jülich

Werner Dürrnagel
GKN
Postfach 1162
74380 Neckarwestheim

Dr.
Michael Düweke
Framatome ANP
Freyeslebenstr. 1
91052 Erlangen

Dieter Eder
NIS
Donaustr. 23
63452 Hanau

Beatrix Eppinger
Forschungszentrum Karlsruhe
Postfach 3640
76021 Karlsruhe

Volker Evers
TÜV
Dudenstr. 28
68167 Mannheim

Dr.
Hermann Fabian
Framatome ANP
Freyeslebenstr. 1
91058 Erlangen

Dr.
Kurt Fischer
Framatome ANP
Freyeslebenstr. 1
91058 Erlangen

Dr.
Klaus C. Fischer
TÜV NORD e.V.
Große Bahnstraße 31
22525 Hamburg

H. Förster
RWE

Dr.
Peter Fritz
Forschungszentrum Karlsruhe
Postfach 3640
76021 Karlsruhe

Thomas Fröhmel
BfS
Pf 100149
38201 Salzgitter

Wilfried Gehrig
GKN
Postfach 1162
74380 Neckarwestheim

Jochen Geske
EnBW KKP
Rheinschanzinsel
76661 Philippsburg

Frank Hagen Gregorzewski
UM Niedersachsen
Postfach 41 07
300041 Hannover

Hartwig Haas
RWE, KWB
Postfach 1140
68643 Biblis

Siegfried Hagen

Rainer Hahn
GfS
Deilbachtal 173
45257 Essen

Prof.
Th. Hartkopf
EnBW

Hermann-Josef Hebbelmann
KKW Emsland
Postfach 1640
49786 Lingen (Ems)

Johannes Hegemann
GfS
Deilbachtal 173
45257 Essen

Dr.
Volker Heinzl
Forschungszentrum Karlsruhe
Postfach 3640
76021 Karlsruhe

Georg Hennekes
Forschungszentrum Karlsruhe
Postfach 3640
76021 Karlsruhe

Dr.
Wolfgang Hering
Forschungszentrum Karlsruhe
Postfach 3640
76021 Karlsruhe

Franz Hirmer
Framatome ANP
Freyeslebenstr. 1
91058 Erlangen

Manfred Hoffmann
GfS
Deilbachtal 173
45257 Essen

Karl Hofmann
KRB

Helmut Holzbauer
TÜV
Gottlieb-Daimler-Str. 7
70794 Filderstadt

Horst Holzbrecher
GKN
74382 Neckarwestheim

Dr.
Christoph Homann
Forschungszentrum Karlsruhe
Postfach 3640
76021 Karlsruhe

Christian Hutterer
Framatome ANP
Berliner Str. 295
63067 Offenbach

Dr.
Helmut Jacobs
Forschungszentrum Karlsruhe
Postfach 3640
76021 Karlsruhe

Wolfgang Jäger
GKN
Postfach 1162
74380 Neckarwestheim

Prof.
Helmut Karwat
Fritz-Gerlichstr. 1
82049 Pullach

W. Kircher
EnBW KKP
Rheinschanzinsel
76661 Philippsburg

Burkhard Kistner
EnBW KKP
Rheinschanzinsel
76661 Philippsburg

Peter Klaus
E.ON KKI
Postfach 1126
84049 Essenbach

Dr.
Kleen
HEW
Überseering 12
22297 Hamburg

Hubert Kleinert
GKN
Im Steinbruch
74382 Neckarwestheim

Reinhard Klepser
TÜV
Gottlieb-Daimler-Str. 7
70794 Filderstadt

Dr.
Jens-Uwe Klügel
KKG, CH
Postfach
CH-4658 Däniken

Dr.
Marco K. Koch
RUB
Universitätsstr. 150
44801 Bochum

Adolf Kofahl
GRS
Schwertnergasse 1
50667 Köln

Kurt Kohler
KKG, CH
Postfach
CH-4658 Däniken

Hans-Hermann König
Rennewartstr. Nord 14
69198 Schriesheim

Reinhard Koring
E.ON Kernkraft Zentrale
Tresckowstr. 5
30457 Hannover

Hermann Korr
UVM Baden-Württemberg
Postfach 10 34 39
70029 Stuttgart

Dr.
Annette Köster
UM Niedersachsen
Postfach 41 07
300041 Hannover

Gerd Krämer
GKN
Im Steinbruch
74382 Neckarwestheim

Dr.
Stephan Kranz
TÜV
Dudenstr. 28
68167 Mannheim

Frank Kretzschmar
Forschungszentrum Karlsruhe
Postfach 3640
76021 Karlsruhe

Dr.
Günter Krönig
GKN

Dr.
Ulrich Krugmann
Framatome ANP
Postfach 3220
91050 Erlangen

Gert Langrock
Framatome ANP
Freyeslebenstr. 1
91058 Erlangen

Peter Lau
GfS
Deilbachtal 173
45257 Essen

Christian Lay
IBH Ingenieur GmbH
Ostring 36
67069 Ludwigshafen

Frank Lenz
UM Niedersachsen
Postfach 41 07
300041 Hannover

Carsten Lipp
EnBW KKP
Rheinschanzinsel
76661 Philippsburg

Prof.
Liske
Hochschule Zittau/Görlitz

Horst Löffler
GRS
Schwertnergasse 1
50667 Köln

Norbert Losch
Framatome ANP
Berliner Str. 295
63067 Offenbach

Prof.
Ralf Loth
TU Darmstadt
Petersenstr. 30
64287 Darmstadt

Holger Lucassen
MSGV Schleswig-Holstein
Adolph-Wesphal-Straße 4
24143 Kiel

Prof.
Klaus Lützwow
Neue Sorge 4
02799 Waltersdorf

Dr.
Ingo Majewski
UM Niedersachsen
Postfach 41 07
300041 Hannover

Rafael Mandl
Framatome ANP
Freyeslebenstr. 1
91058 Erlangen

Claus Marczinczek
GfS
Deilbachtal 173
45257 Essen

Horst Marek
TÜV
Dudenstr. 28
68167 Mannheim

Jürgen Martin
GKN

Hermann-Josef Marx
RWE KWB
Postfach 1140
68643 Biblis

Dr.
Werner Maschek
Forschungszentrum Karlsruhe
Postfach 3640
76021 Karlsruhe

Bert Matzig
ESN
Hopfenstrasse 1d
24114 Kiel

Günter Messemer
Forschungszentrum Karlsruhe
Postfach 3640
76021 Karlsruhe

Manfred Meyer
EnBW KKP
Rheinschanzinsel
76661 Philippsburg

Dr.
Leonhard Meyer
Forschungszentrum Karlsruhe
Postfach 3640
76021 Karlsruhe

Alexei Miassoedov
Forschungszentrum Karlsruhe
Postfach 3640
76021 Karlsruhe

Jürgen Minges
Forschungszentrum Karlsruhe
Postfach 3640
76021 Karlsruhe

Dr.
Manfred Möller
EnBW Holding NG
Durlacher Allee 93
76131 Karlsruhe

Michael Morgen
GfS
Deilbachtal 173
45257 Essen

Hans-Jürgen Moser
Framatome ANP
Freyeslebenstr. 1
91058 Erlangen

Manfred Mulde
TÜV
Gottlieb-Daimler-Str. 7
70794 Filderstadt

Thomas Mull
Framatome ANP
Freyeslebenstr. 1
91058 Erlangen

Markus Nie
Framatome ANP
Freyeslebenstr. 1
91058 Erlangen

Dr.
Volker Noack
EnBW KKP
PF 1360
76654 Philippsburg

Dr.
Thomas Oehngen
E.ON Kernkraft GmbH
Dedesdorfer Str. 2
26935 Stadland

Hermann Ohlmeyer
HEW
Überseering 12
22297 Hamburg

Heinrich Pitschart
KKI
Postfach 1126
84049 Essenbach

Hermann Plank
Framatome ANP
Freyeslebenstr. 1
91058 Erlangen

Jörg Rattke
GKN
Danziger Ring 64
74336 Brackenheim

Alexandra Reichenbach
TÜV
Westendstr. 199
80686 München

Dr.
Ernst-Arndt Reinecke
Forschungszentrum Jülich
52425 Jülich

Nils Reinke
GRS
Schwertnergasse 1
50667 Köln

Frank Reuschel
E.ON KKW Isar
Postfach 1126
84501 Essenbach

Klaus Reuschle
GKN
Im Steinbruch
74382 Neckarwestheim

Dr.
Stefan Reuter
EnBW KKP
Rheinschanzinsel
76661 Philippsburg

Dr.
Andreas Richei
E.ON KKW
Dedesdorfer Str. 2
26935 Stadland

Jürgen Rietz
E.ON KBR

Ulrich Roesser
NIS
Donaustr. 23
63452 Hanau

Sven-Erik Rosén
Framatome ANP
S-17195 Solna, Sweden

Jochen Rotzsche
E.ON KKW
Dedesdorfer Str. 2
26935 Stadland

Eva Rühl
MU Niedersachsen
Postfach 41 07
300041 Hannover

Gerhard Schanz
Forschungszentrum Karlsruhe
Postfach 3640
76021 Karlsruhe

Helmut Scherla
GKN
Im Steinbruch
74382 Neckarwestheim

Frank Schlögl
TÜV Süddeutschland
Westendstr. 199
80686 München

Wilfried Schmitz
GKN
Postfach 1162
74380 Neckarwestheim

Matthias Schneider
BfS
Willy-Brandt-Str. 5
38226 Salzgitter-Lebenstedt

Werner Scholtyssek
Forschungszentrum Karlsruhe
Postfach 3640
76021 Karlsruhe

Christian Schorn
UM Bayern
Rosenkavalierplatz 2
81925 München

Dr.
Schubert
HEW
Überseering 12
22297 Hamburg

Prof.
Thomas Schulenberg
Forschungszentrum Karlsruhe
Postfach 3640
76021 Karlsruhe

Dr.
Wolfgang Schütz
Forschungszentrum Karlsruhe
Postfach 3640
76021 Karlsruhe

Wolfgang Schwarz
GKN
74382 Neckarwestheim

André Seidel
VGB PowerTech
Klinkestraße 27-31
45136 Essen

Leonhard Sepold
Forschungszentrum Karlsruhe
Postfach 3640
76021 Karlsruhe

J.B. Singh
EnBW KKP
Rheinschanzinsel
76661 Philippsburg

Matthias Skaley
EnBW KKP
Rheinschanzinsel
76661 Philippsburg

Tom-Oliver Solisch
ESN
Hopfenstrasse 1d
24114 Kiel

Dr.
Frank Sommer
E.ON Kernkraft Zentrale
Tresckowstr. 5
30457 Hannover

Dr.
Martin Sonnenkalb
GRS
Schwertnergasse 1
50667 Köln

Andreas Stähle
KKW Emsland
Postfach 1640
49786 Lingen (Ems)

Jörg Starflinger
Forschungszentrum Karlsruhe
Postfach 3640
76021 Karlsruhe

Franz Steckenborn
GKN
Im Steinbruch
74382 Neckarwestheim

Lothar Steinbock
Forschungszentrum Karlsruhe
Postfach 3640
76021 Karlsruhe

Martin Steinbrück
Forschungszentrum Karlsruhe
Postfach 3640
76021 Karlsruhe

Eckhard Stengert
RWE KWB
Postfach 1140
68643 Biblis

Dirk Sterczala
GfS
Deilbachtal 173
45257 Essen

Juri Stuckert
Forschungszentrum Karlsruhe
Postfach 3640
76021 Karlsruhe

Heiko Sulzmann
TÜV ET BW
Dudenstr. 28
68167 Mannheim

Ulrich Sürth
Framatome ANP
Berliner Str. 295
63067 Offenbach

Jens-Uwe Tenschert
NOK AG
CH-5312 Döttingen

Viktor Teschendorff
GRS
Forschungsgelände
85748 Garching

Klaus Theiss
PSI
CH-5232 Villingen

Dr.
Wolfgang Tietsch
Westinghouse
Dudenstr. 44
68167 Mannheim

Inga Maren Tragsdorf
Forschungszentrum Jülich
52425 Jülich

Dr.
Walter Tromm
Forschungszentrum Karlsruhe
Postfach 3640
76021 Karlsruhe

Ferdinand Uano
Framatome ANP
Freyeslebenstr. 1
91058 Erlangen

Prof.
Hermann Unger
Ruhr-Universität Bochum
44780 Bochum

Anke Veser
Forschungszentrum Karlsruhe
Postfach 3640
76021 Karlsruhe

Leander Vogel
EnBW KKP
Postfach 1140
76652 Philippsburg

Frank Vollweiler
EnBW KKP
Rheinschanzinsel
76661 Philippsburg

Prof.
Frank-Peter Weiß
FZR
Postfach 51 01 19
01315 Dresden

Klaus Wiesner
UVM Baden-Württemberg
Postfach 10 34 39
70029 Stuttgart

Dr.
Dirk Wilhelm
Forschungszentrum Karlsruhe
Postfach 3640
76021 Karlsruhe

Hans-Georg Willschütz
FZR
Postfach 51 01 19
01314 Dresden

Ralf Wohlstein
E.ON Kernkraft Zentrale
Tresckowstr. 5
30457 Hannover

Jens Volker Wolff
Forschungszentrum Karlsruhe
Postfach 3640
76021 Karlsruhe

Matthias Wölfle
EnBW KKP
Rheinschanzinsel
76661 Philippsburg

**„Fortschritte bei der Beherrschung und Begrenzung
der Folgen auslegungsüberschreitender Ereignisse“**

**KTG Fachtag der
Fachgruppen „Reaktorsicherheit“ und
„Thermo- und Fluidodynamik“**

Karlsruhe, 25./26. September 2003

**Laborbesichtigungen im
Forschungszentrum Karlsruhe**

**ECO
COMET
QUENCH**

ECO

Experiments on the conversion of thermal into mechanical energy in triggered steam explosions

After the investigation of coarse melt-water mixing in PREMIX (without triggering a steam explosion intendedly), the ECO experiments have been launched in 2000, using a new and much stronger facility, to actually measure energy conversion (thermal into mechanical energy) in confined steam explosions under well defined conditions. The design of the facility is such that mechanical work done on quite resistant surroundings is directly measured.

Similar to PREMIX, aluminum oxide is used to simulate the core melt. The internal dimensions of the test facility as well as major test conditions are also like PREMIX.

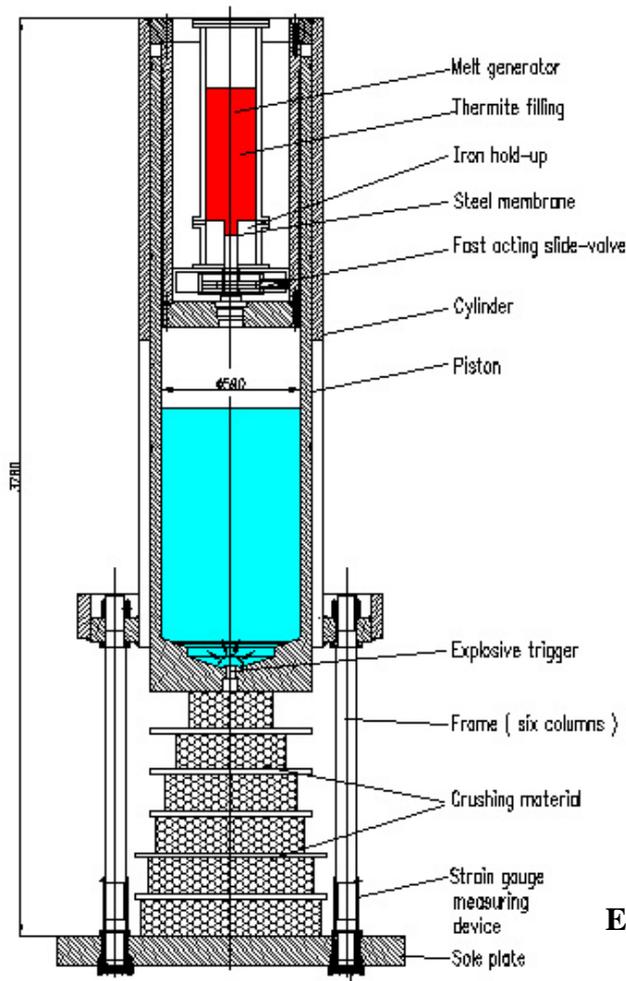
The ECO facility consists mainly of a cylinder and a piston enclosing the melt generator and the test volume. The latter is 0.59 m wide and initially 1.38 m high. Under the action of an increased pressure, the piston can move downwards against a stepwise increasing force provided by crushing material. There are three independent ways to measure the mechanical energy release: Two of them are time resolved and are based on pressure measurements inside the test volume and force measurements in the support columns, respectively, and on measurements of the piston displacement which are performed by displacement transducers and by the visual observation of the facility by video and high-speed cameras. The third measurement is provided by the crushing material. It only gives the total amount of work.



ECO Test Facility

The conditions within the melt-water mixing zone are observed by thermocouples and arrays of void probes. They are especially important as no visual observation is possible.

The melt is released from the melt generator which is fixed to the stationary cylinder after melt-through of a steel foil. However, in order that no water enters the melt generator, the exit



nozzle is equipped with a fast acting slide valve that is closed prior to triggering the explosion or when the pressure in the test volume exceeds a preset limit. To make sure that a steam explosion is obtained in every experiment, a small explosive device is installed at the test vessel bottom for triggering the explosion. It is fired when two out of three selected void probes near the vessel bottom indicate void, i.e. the presence of melt, when the pressure exceeds a preset limit, or after a preset time delay after the onset of melt release.

Seven tests have been performed until the end of 2003. The energy conversion efficiency covered a range of below 0.1 percent up to about 2,3 percent, depending on parameters which controlled, e.g., melt jet injection and melt water mass ratio. Some relevant experimental conditions and results are presented in the table below.

ECO Test Facility- simplified scheme

		ECO-05	ECO-04	ECO-01
<u>Melt</u>				
Source type	kg	20	20	10
Mass actually released	kg	16.4	9.6	5.76
Initial pressure in crucible		1.0	0.95	0.35
MPa		60	60	45
Nozzle diameter	mm	f. v. +	fast valve	foil
Release device within nozzle		divider	0.325	0.275
Height of fall to pool surface	m	0.325	12.5	7.4
Calculated speed (nozzle outlet)	ms	13.5	0.16	0.168
Release time (till valve closure)	s	0.33		
<u>Water pool</u>				
Temperature	K	329-355	336-369	293
Diameter	m	0.30	0.30	0.60
Depth	m	1.05	1.05	1.10
Active volume	m ³	0.072	0.072	0.273
Initial system pressure	MPa	0.23	0.25	0.1
Pressure before explosion	MPa	1.9	1.25	0.32
Compression of crushing material	mm	319	64	2
Conversion rate	%	≈2.3	≈0.5	<0.1

The COMET Core Cooling Concept

H. Alsmeyer, T. Cron, B. Eppinger, G. Merkel, G. Messmer, S. Schmidt-Stiefel, T. Wenz

Forschungszentrum Karlsruhe
Institut für Kern- und Energietechnik
Postfach 3640, 76021 Karlsruhe, Germany

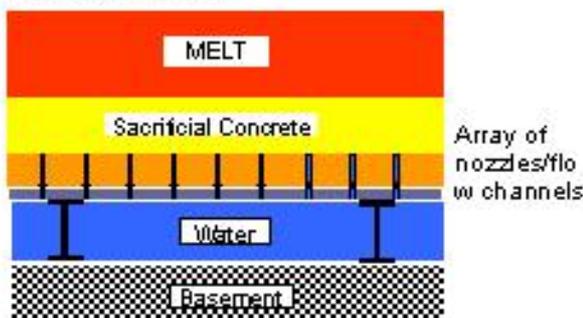
Requirements for ex-vessel melt cooling

- No penetration of basement
- Safe inclusion of corium and fission products
- Safe extraction of decay heat, short- and long-term

Bottom Flooding: The COMET Concept

- Sacrificial concrete layer to allow melt spreading and initial cooling, and to precondition the melt for subsequent flooding
- After erosion of the sacrificial concrete: flooding by passive water addition from the bottom

COMET Concept



CometPC (Porous Concrete) Concept



- Layers of porous concrete



Investigations into the COMET concept performed by:

- FZK-Karlsruhe (large scale experiments, up to 1.2 t of melt, with sustained induction heating to simulate decay heat)
- Further contributions by ANL(USA), KTH (Stockholm), and IKE (Stuttgart)
- Presently sponsored by EU funding

Results of the COMET investigations:

- Arrest and fast cooling of the melt achieved by porous solidification
- For COMET with injection nozzles: development completed, range of applicability determined
- For CometPC: further improvements and investigations ongoing



COMET test facility



Solidification of the simulated core melt in COMETPC



Study of the Late Phase of Core Degradation in the LIVE Program

H. Alsmeyer, T. Cron, B. Eppinger, G. Merkel, A. Missodov, S. Schmidt-Stiefel, T. Wenz

Forschungszentrum Karlsruhe
Institut für Kern- und Energietechnik
Postfach 3640, 76021 Karlsruhe, Germany

Background and Objectives

During the last years, the concern of nuclear safety experts has concentrated on residual safety problems associated with in-vessel core melt behavior. The essential ones are

- formation and stability of melt pools in the core region
- relocation of melt to the lower head of the RPV
- retention of the melt in the lower head of the RPV

The LIVE program has been defined to improve the understanding of these essential phases of core degradation and to define accident management strategies and mitigative actions to terminate the accident. The produced experimental database will be used to validate and improve computer models, which are being developed in the area of molten pool formation and cooling in the lower head.

LIVE Test Facility

1:5 scaled RPV

Volumetric heating system

Central and non-central melt release



Heat flux sensors

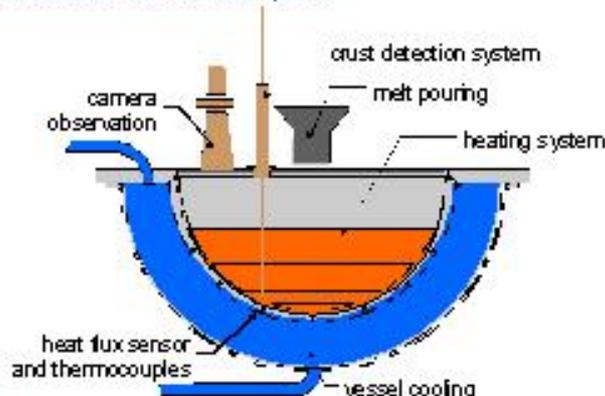
Thermocouples

Video observation

Weighing cells

Mechanical sensors

Extraction of melt samples

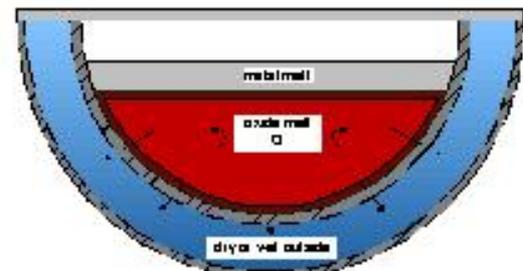


Simulant melts

- $\text{NaNO}_3\text{-KNO}_3$ at temperatures between 220-350 °C
- Binary oxide melt with V_2O_5 at temperatures up to 900 °C

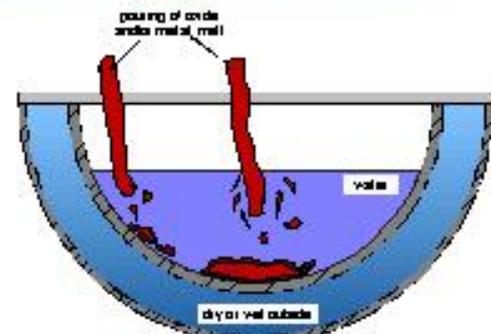
Experimental Program

Melt retention in the lower head of the RPV



- single central pouring of melt
- dry lower head
- oxide melt
- different melt masses
- oxide and metal melts
- dry and wet outside conditions

Melt relocation to the lower head of the RPV



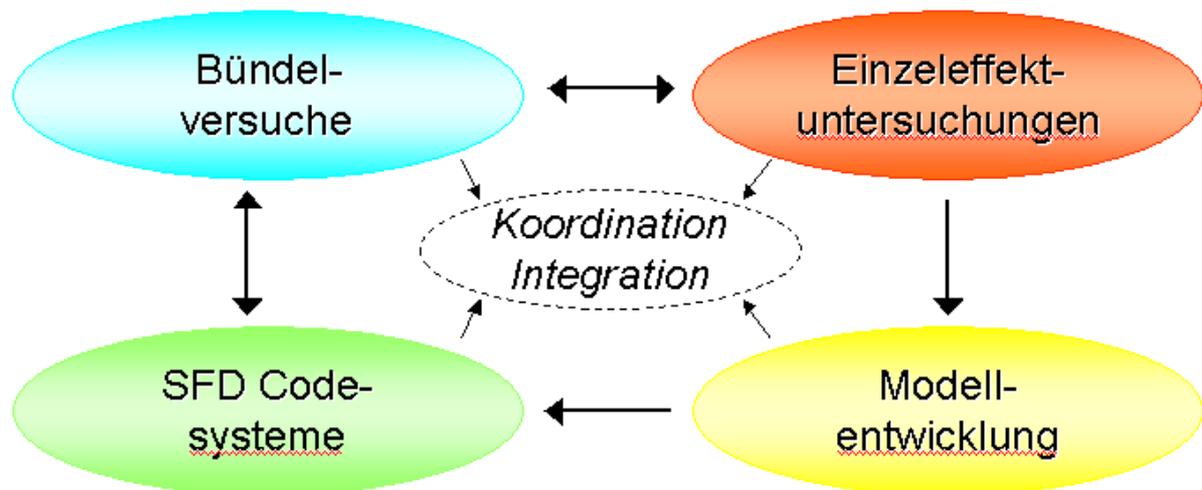
- central and/or non central melt release
- oxide and metal melts
- melt release in subsequent pours
- presence of water in the lower head
- oxide melt
- dry and wet outside conditions

In-core melt pool formation

- Simulation of a melt pool with decay heat in the core region enclosed by crusts
- Stability of the pool during different various cooling modes

QUENCH Programm

Hochtemperatur-Materialverhalten, Schadensausbreitung und
Wasserstoffquellterm beim Abschrecken eines überhitzten LWR-Kerns:
Wasserdampf ist Kühlmittel und Oxidationsmittel

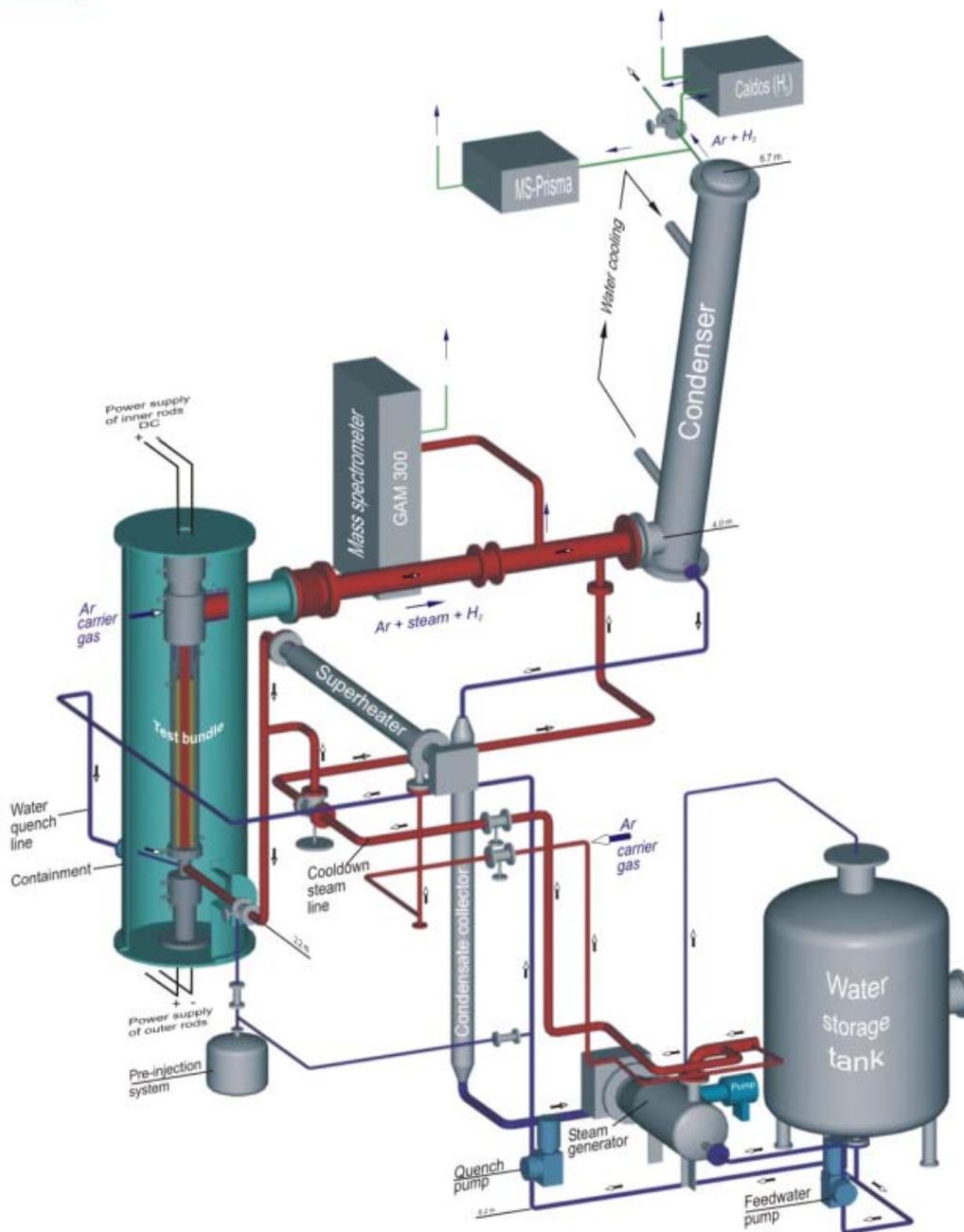


QUENCH Anlage: Ziele

Inbetriebnahme: Oktober 1997
Durchgeführte Versuche: 8 (+ IBS)
5 Tests EU-teilfinanziert, OECD/NEA ISP-45

Versuchsziele:

- Einfluss von Voroxidation und Starttemperatur auf Wasserstoffquellterm beim Fluten
- Einfluss von Dampfangelbedingungen vor der Quenchphase
- Einfluss eines B₄C Absorberstabs auf Bündelversagen und Gasproduktion
- Datenbasis zur Validierung von SFD-Codes



Scaling

Height: 1:3 ... 1:2
Vol. / Power: 1:5000 ... 1:3000

Geometry

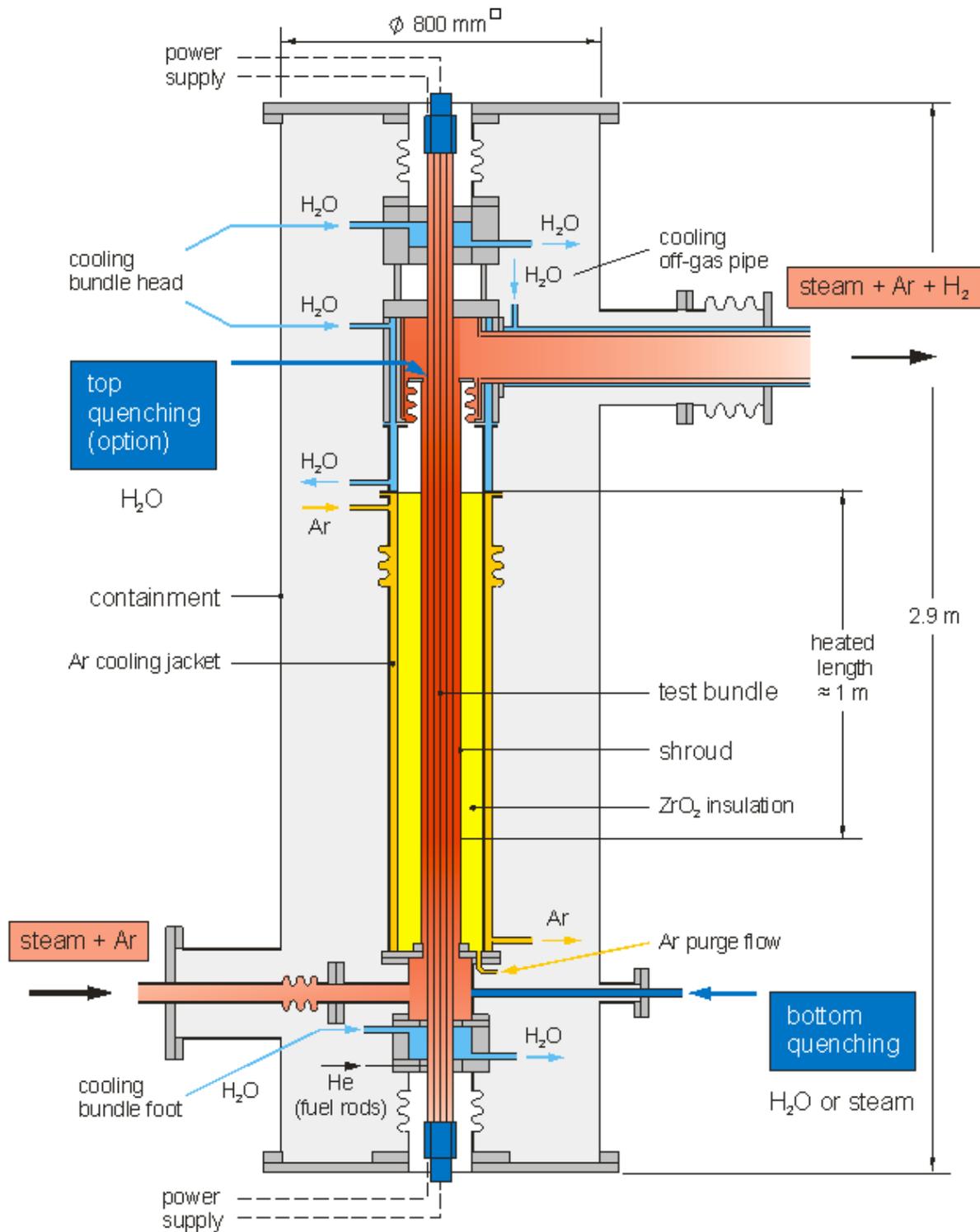
PWR (21 rods, ZrO₂ pellets, Zry-4)
VVER (31 rods, ZrO₂ pellets, Zr1Nb)
central rod: unheated / absorber

Heating

electrical (~1 m of ~1.8 m effect. length)

Instrumentation

~40 + 21 TE (bndl + shrd) in 17 levels
removable corner rod (δ_{ox} probe)
two mass spectrometers (incl. steam)
quench water level
condensed water mass
water mass balance



Schematic diagram of QUENCH test bundle

**Grußworte des
Forschungszentrums Karlsruhe**

**Dr. P. Fritz
Forschungszentrum Karlsruhe**



Fortschritte bei der Beherrschung/ Begrenzung der Folgen auslegungsüberschreitender Ereignisse

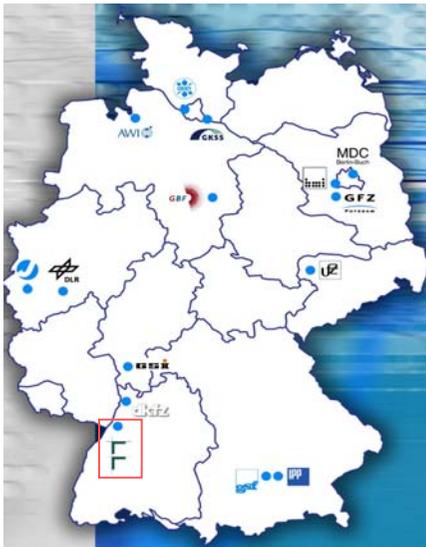
Forschungszentrum Karlsruhe
25. - 26. September 2003





Die „Helmholtz-Gemeinschaft“ (HGF)

Jahr 2003

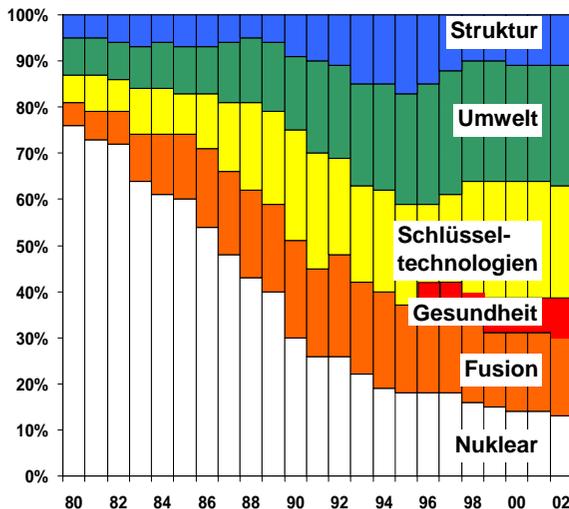


- Deutsches Zentrum für Luft- und Raumfahrt
- Forschungszentrum Jülich
- Forschungszentrum Karlsruhe**
- Deutsches Krebsforschungszentrum
- Deutsches Elektronen-Synchrotron
- Forschungszentrum für Umwelt und Gesundheit
- Max-Planck-Institut für Plasmaphysik
- Alfred-Wegener-Institut für Polar- und Meeresforschung
- Umweltforschungszentrum Leipzig-Halle
- Gesellschaft für Schwerionenforschung
- Hahn-Meitner-Institut Berlin
- Forschungszentrum Geesthacht
- Max-Delbrück-Centrum für Molekulare Medizin
- GeoForschungszentrum Potsdam
- Gesellschaft für Biotechnologische Forschung

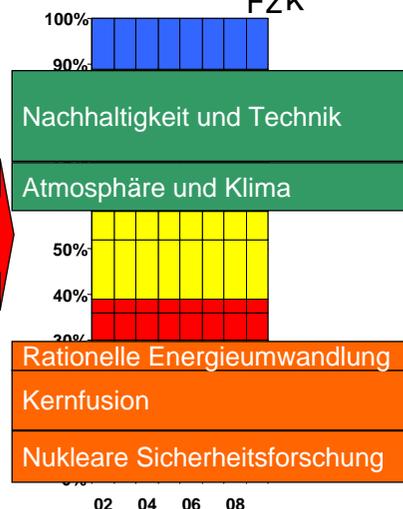
Budget [Mio. €]	Personal
450,0	4151
371,0	4012
293,0	3584
123,0	1460
196,0	1377
142,0	1373
125,0	1170
72,0	757
54,0	698
75,0	697
69,0	681
72,0	644
59,0	598
50,0	589
53,0	530
2203,0	22321

Forschungszentrum Karlsruhe in der Helmholtz-Gemeinschaft

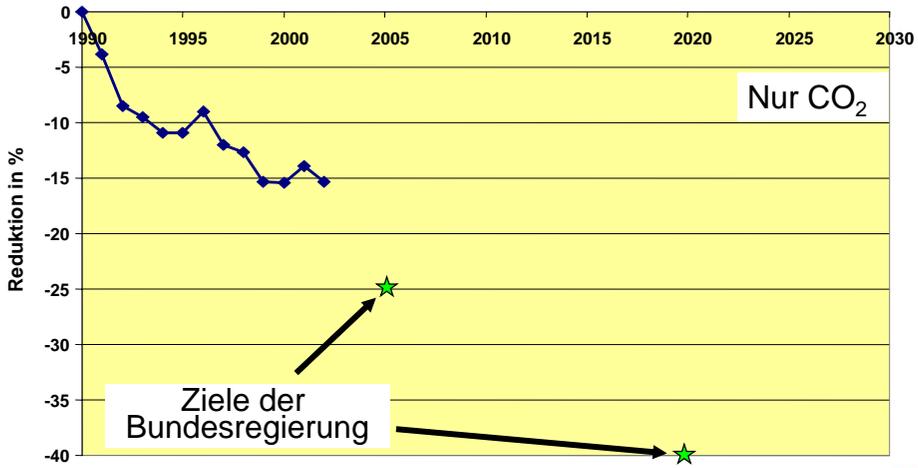
Bisherige Programmentwicklung



Programme FZK



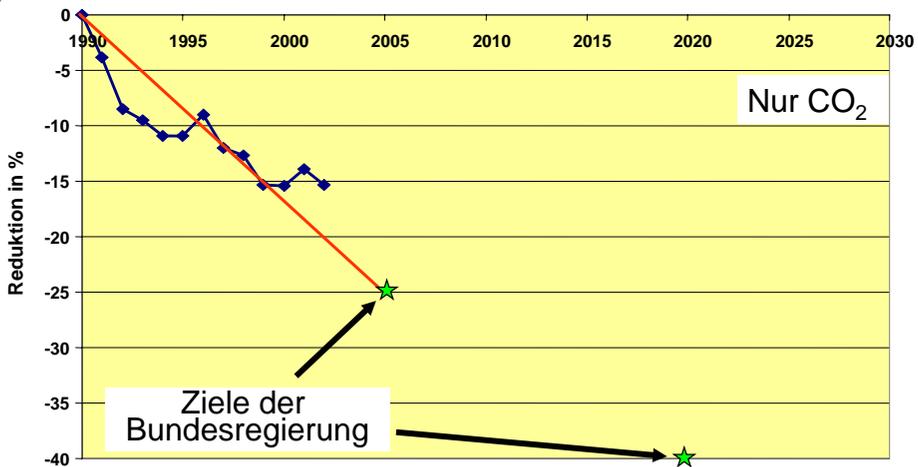
Reduktion der CO₂-Emissionen in Deutschland



Datenquelle: BMU 3/2003 und Koalitionsvereinbarung Okt. 2002



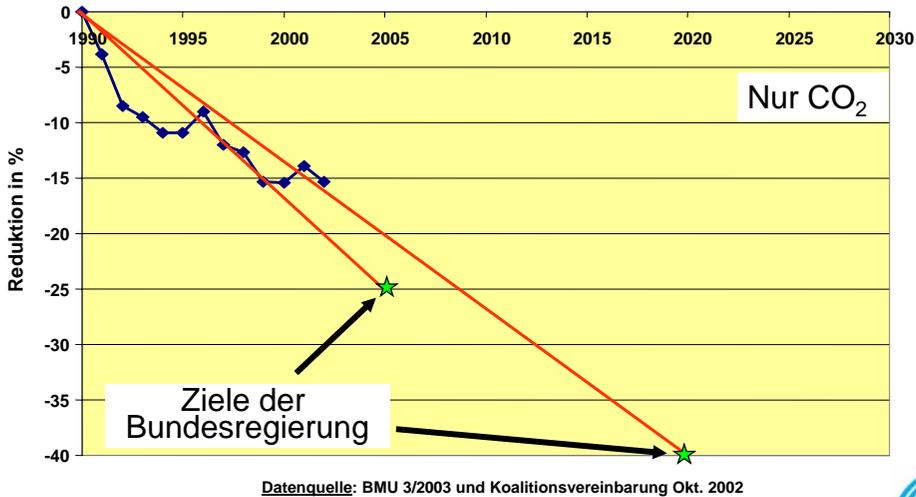
Reduktion der CO₂-Emissionen in Deutschland



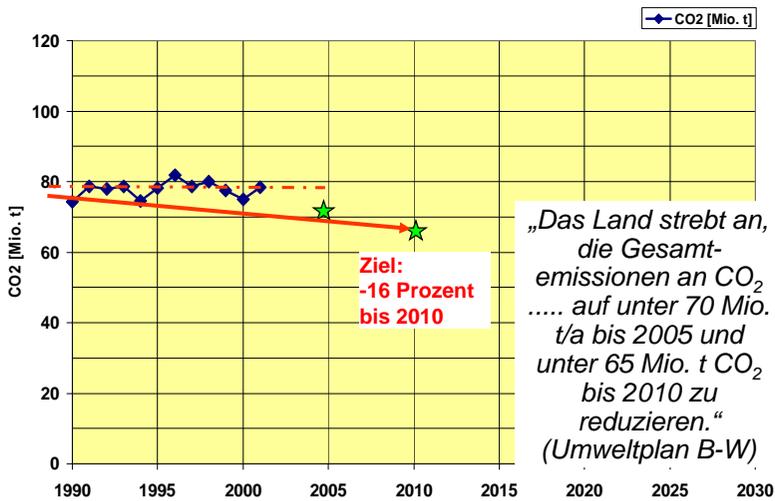
Datenquelle: BMU 3/2003 und Koalitionsvereinbarung Okt. 2002



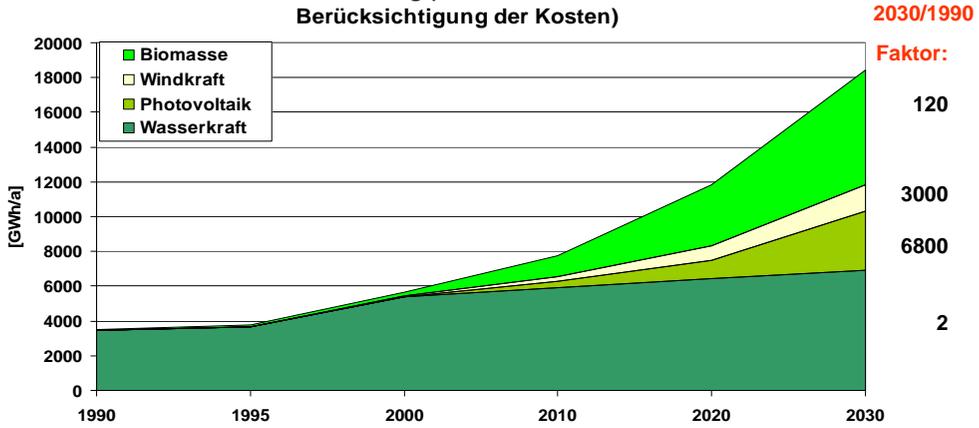
Reduktion der CO₂-Emissionen in Deutschland



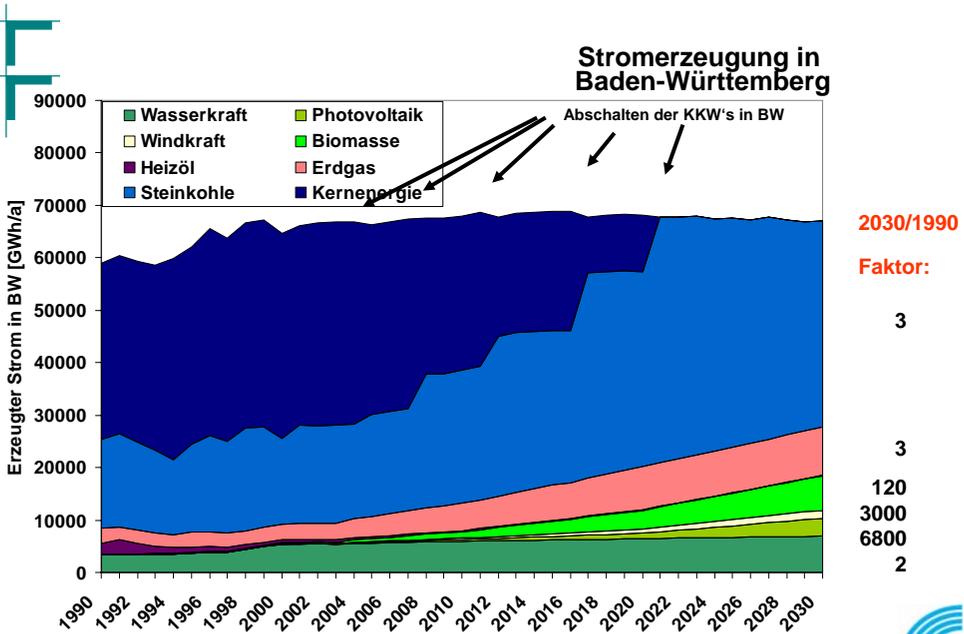
CO₂-Emissionen: Entwicklung in Baden-Württemberg



**Stromerzeugung aus erneuerbaren Energieträgern
in Baden-Württemberg (technisches Potential ohne
Berücksichtigung der Kosten)**



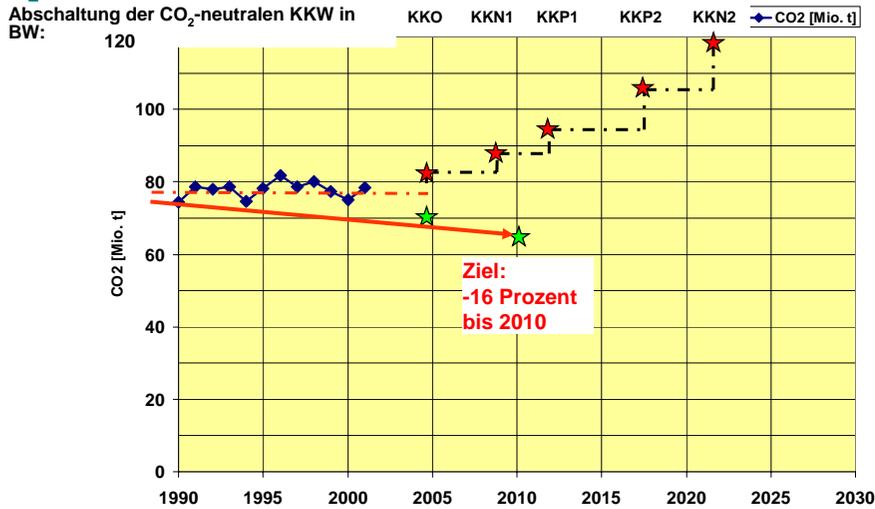
Datenquelle: bis 2000: Energiebericht Baden-Württemberg 2001
ab 2010 Gutachten des IER im Auftrag der Landesregierung BW März 2001



Datenquelle: bis 2000: Energiebericht Baden-Württemberg 2001
ab 2010 Gutachten des IER im Auftrag der Landesregierung BW März 2001



CO₂- Emissionen: Entwicklung in Baden-Württemberg



Programm Nukleare Sicherheitsforschung

Programm Nukleare Sicherheitsforschung

Programmthema 1:

Sicherheitsforschung für Kernreaktoren

- (a) Untersuchung der Phänomene schwerer Störfälle
- (b) Beschreibung des Ablaufs von Auslegungstörfällen und schweren Störfällen
- (c) Anwendung auf laufende Reaktoren
- (d) Verbesserung des externen Notfallschutzes nach kerntechnischen Unfällen

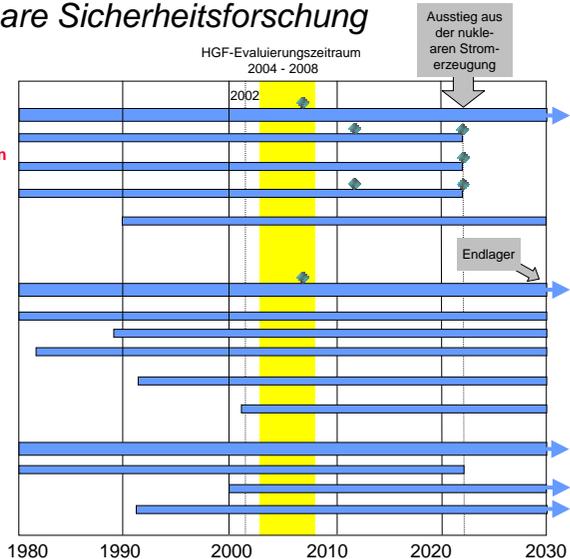
Programmthema 2:

Sicherheitsforschung zur nuklearen Entsorgung

- (a) Charakterisierung und Immobilisierung von Abfall
- (b) Reduzierung der Radiotoxizität
- (c) Langzeitsicherheitsnachweis der nukl. Entsorgung
- (d) Übertragung der F+E-Ergebnisse auf den Bau und den Betrieb eines Endlagers
- (e) Strahlenschutzforschung

Erhalt von Kompetenz / Ausbildung / Lehre

- (a) für Betrieb von Kernreaktoren
- (b) für Stilllegung nuklearer Anlagen
- (c) für den Bau und Betrieb eines Endlagers



Zielsetzung des Fachtages

**Dr. Fabian
Framatome-ANP**



Kerntechnische
Gesellschaft e.V.

- KTG-Fachgruppentag:**
- FG „Reaktorsicherheit“
 - FG „Thermo- und Fluidodynamik“

Fortschritte bei der Beherrschung und Begrenzung der Folgen auslegungsüberschreitender Ereignisse

**Forschungszentrum Karlsruhe/
Zentrum für Fortbildg, Technik u. Umwelt
25./26. September 2003**

KTG-Fachtag am 25./26.9.2003
Fortschritte bei der Beherrschung und Begrenzung der Folgen auslegungsüberschreitender Ereignisse

© FANP NGPS
09/2003
1

Zielsetzung des Fachtages



Kerntechnische
Gesellschaft e.V.

- **Kommunikation relevanter Themenstellungen
der Reaktorsicherheit und der Thermo- und Fluidodynamik**
unter KTG-Mitgliedern, mit Beschäftigten der Kerntechnik und mit interessierter Öffentlichkeit.
- **Schwerpunktthema des Fachtags**
**Fortschritte bei der Beherrschung und Begrenzung der Folgen
auslegungsüberschreitender Ereignisse**
- **Präsentation von Einzelaspekten eingeladener Experten, inkl. Diskussion zu:**
 - A: **Ableitung, Umsetzung und Bewertung von Maßnahmen
in Betrieb befindlichen Anlagen in D
- präventive und mitigative Notfallmaßnahmen –**
 - B: **Vergleichbare anlagentechnische Maßnahmen in Anlagen
der Nachbarländer**
 - C: **Stand der F+E-Arbeiten zu schweren Störfällen**
 - D: **Umsetzung der Erkenntnisse in Neuentwicklungen**
- **Zusammenfassung und Abschlussdiskussion**
- **Laborbesichtigung im Forschungszentrum Karlsruhe**

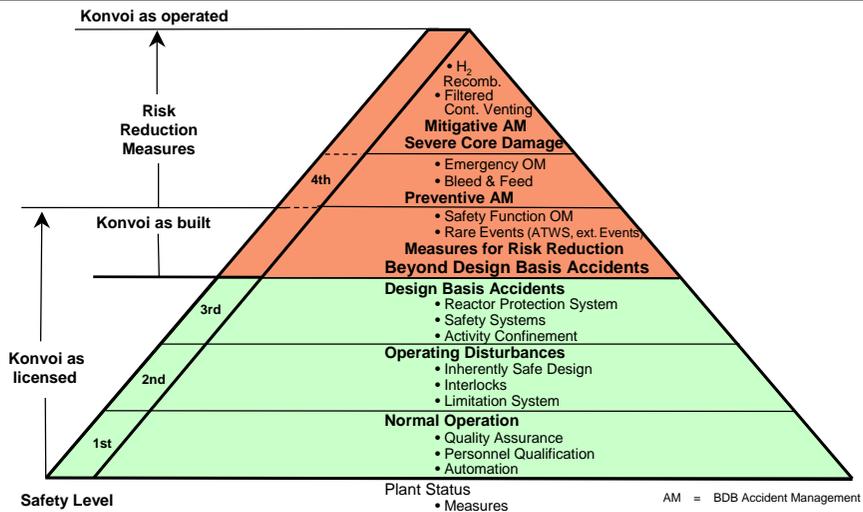
KTG-Fachtag am 25./26.9.2003
Fortschritte bei der Beherrschung und Begrenzung der Folgen auslegungsüberschreitender Ereignisse

© FANP NGPS
09/2003
2

Multi Level Defense-in-Depth Safety Concept



Kerntechnische Gesellschaft e.V.



KTG-Fachtag am 25./26.9.2003

Fortschritte bei der Beherrschung und Begrenzung der Folgen auslegungsüberschreitender Ereignisse

© FANP NGPS 09/2003 3

BDB Accident Management Concept



Kerntechnische Gesellschaft e.V.

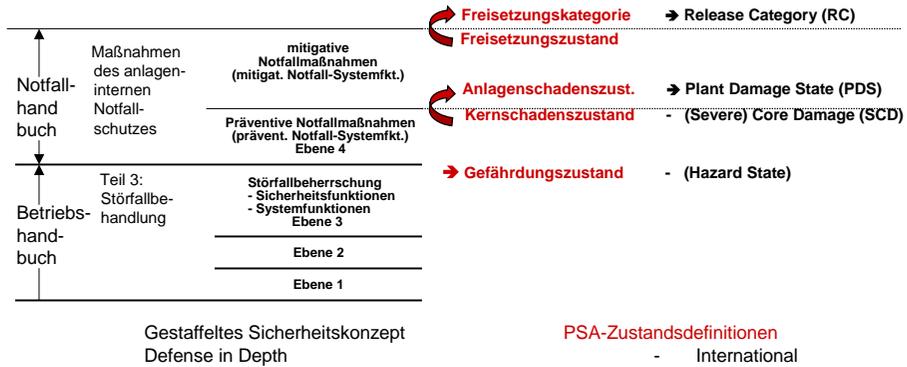
	Preventive Measures		Mitigating Measures
	Design Basis Conditions	Beyond Design Basis Conditions	
Goal	Ensuring core cooling and integrity of containment within licensed limits	Prevention of core melt: – Ensuring core cooling – Retaining radioactivity within containment	Mitigation of core melt: – Minimization of activity release to environment – Integrity of the containment
Systems	Use of safety and operational systems within their design limits	Best use of all available systems, if necessary even beyond their design limits	
Instructions for the operator	Operating Manual	BDB Emergency Manual	

KTG-Fachtag am 25./26.9.2003

Fortschritte bei der Beherrschung und Begrenzung der Folgen auslegungsüberschreitender Ereignisse

© FANP NGPS 09/2003 4

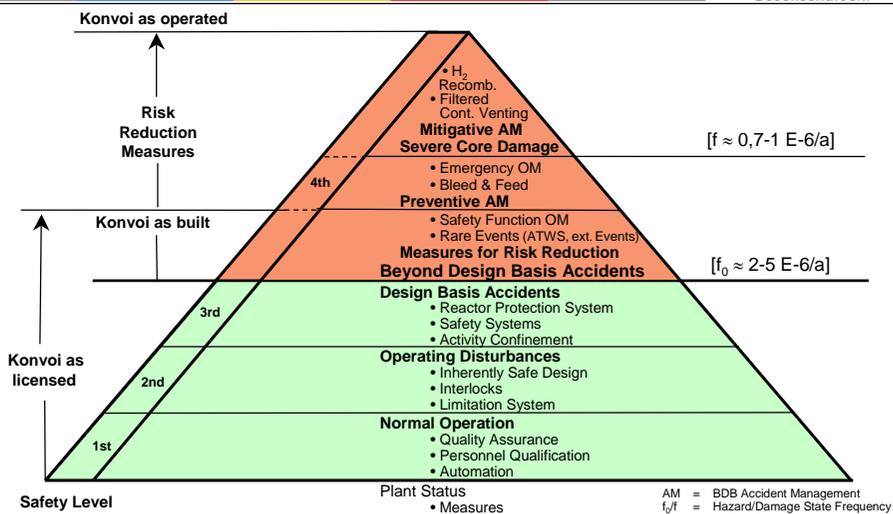
PSA-Definitionen Bewertungsebenen



KTG-Fachtag am 25./26.9.2003
Fortschritte bei der Beherrschung und Begrenzung der Folgen auslegungsüberschreitender Ereignisse

© FANP NGPS
09/2003
5

Multi Level Defense-in-Depth Safety Concept



KTG-Fachtag am 25./26.9.2003
Fortschritte bei der Beherrschung und Begrenzung der Folgen auslegungsüberschreitender Ereignisse

© FANP NGPS
09/2003
6

Sitzung A1
Erkenntnisse aus der PSA (Stufe 1)

**Gefährdungszustände und –häufigkeiten
für eine DWR-Anlage**

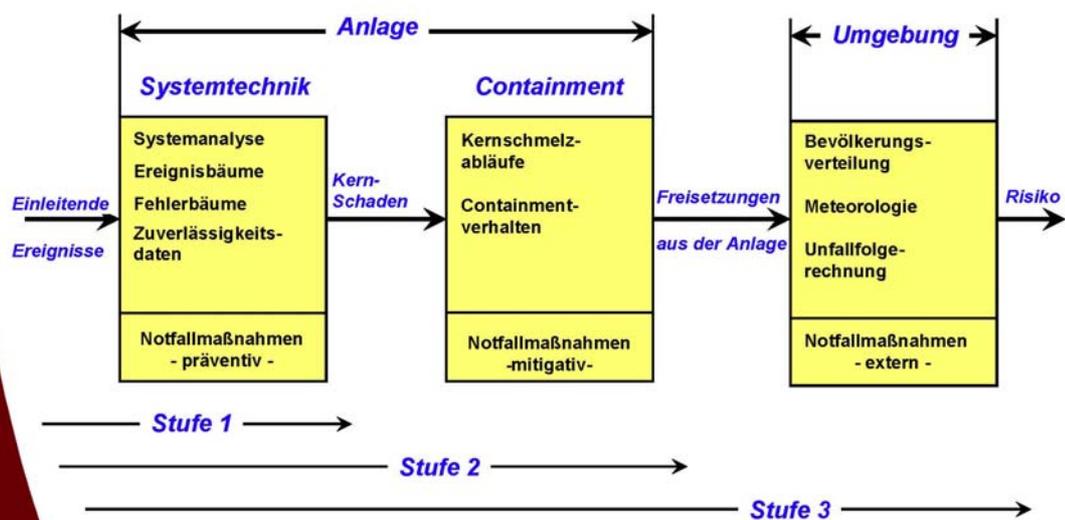
**J. Blombach
Framatome-ANP**

Gefährdungszustände und –häufigkeiten DWR-Anlage

J. Blombach
 FANP NGPS4
 91058 Erlangen
 Freyeslebenstr. 1
 Tel.: 09131/189-2770
 e-mail: Joerg.Blombach@framatome-anp.com



Einteilung der PSA in 3 Stufen



Ergebnisse der PSA

- *Stufe 1: Häufigkeit von Kernschäden (Kernschmelze)*
- *Stufe 2: Häufigkeit und Höhe von Freisetzungen*
- *Stufe 3: Häufigkeit und Höhe von Schäden in der näheren und weiteren Anlagenumgebung*

3

Fachtag der KTG Fachgruppe Reaktorsicherheit und Thermo- und Fluidynamik, 25.09.03 FZK Karlsruhe

FANP NGPS4 Blombach



Gefährdungszustand - Notfallmaßnahmen

Die PSA ist frühzeitig dazu genutzt worden, aus den Sequenzen, die zu Gefährdungszuständen führen, Notfallmaßnahmen abzuleiten, mit denen die Entwicklung von Gefährdungszuständen zu Kernschadenzuständen verhindert werden kann.

Hierzu wird die Häufigkeit von Gefährdungszuständen differenziert untersucht und dargestellt bezüglich:

- > *Beiträgen der einleitenden Ereignisse*
- > *Eintrittshäufigkeit der einleitenden Ereignisse und Systemunverfügbarkeiten*
- > *Anteil der Systemfunktionen an der integralen Häufigkeit für Gefährdungszustände*

4

Fachtag der KTG Fachgruppe Reaktorsicherheit und Thermo- und Fluidynamik, 25.09.03 FZK Karlsruhe

FANP NGPS4 Blombach



Gefährdungszustand /Kernschadenzustand

Abweichend von der internationalen Praxis wird in deutschen PSA der Stufe 1 als „Vorstufe“ zum Kernschaden der Gefährdungszustand analysiert.

Es gelten folgende Definitionen (entnommen aus Entwurf PSA Leitfaden, Stand 12.06.03)

Gefährdungszustand

Anlagenzustand, der eintritt, wenn ein Ereignisablauf nicht mehr von den auslegungsgemäß vorgesehenen Systemen innerhalb der Auslegungsgrenzen beherrscht wird, d.h. bei dem die Kontrolle der Reaktivität, die Kühlung der Brennelemente, der Einschlusses der radioaktiven Stoffe oder die Begrenzung der Freisetzung in die Umgebung nicht mehr von dafür vorgesehenen Systemen ausreichend gewährleistet wird. Ohne weitere Maßnahmen kann ein schwerer Kernschaden / Kernschmelzen / Anlagenschadenzustand eintreten. Ein Gefährdungszustand kann u.U. mittels anlageninterner Notfallmaßnahmen in einen sicheren Zustand überführt und der Eintritt eines Anlagenschadenzustands verhindert werden.

Kernschadenzustand

Anlagenzustand, aus dem sich ein Verlust von Barrieren entwickeln kann, so dass der Einschluss der radioaktiven Stoffe nicht mehr gewährleistet ist. Dabei kann es sich handeln um: Kernschädigung, schwere Kernschäden, Kernschmelzen oder um größere Schäden an Brennelementen außerhalb des Reaktorkerns (z.B. im Brennelementlagerbecken). Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes können vorgesehen werden, um radiologische Schäden infolge der Freisetzung radioaktiver Stoffe innerhalb und außerhalb der Anlage möglichst gering zu halten.

Durchgeführte PSAen für DWR-Anlagen (1)

- Für alle deutschen DWR-Anlagen sind PSA Stufe 1 durchgeführt worden.
- Die folgenden Ausführungen beziehen sich auf die im Verbund durchgeführten PSAen für 4 Vorkonvoi- und 3 Konvoi-Anlagen
- Die PSAen wurden den jeweiligen Aufsichtsbehörden vorgelegt und begutachtet, teilweise ist die Begutachtung noch nicht abgeschlossen
- Teilweise wurden die PSAen aufgrund der Gutachterempfehlungen überarbeitet, z.B. Wechsel des GVA-Modells (einschließlich GVA-Wahrscheinlichkeiten), was zu Ergebnisveränderungen geführt hat.

Durchführung PSAen für DWR-Anlagen (2)

Der Erstellung der PSAen lag der PSA-Leitfaden in der Fassung 10/90 zugrunde, die Überarbeitung berücksichtigt den PSA-Leitfaden in der Fassung 12/96

Grundsätzlicher Untersuchungsumfang:

- Leistungsbetrieb
- Spektrum einleitender Ereignisse
 - LOCA innerhalb und außerhalb Containment
 - Transienten
 - anlageninterne Überflutung
- Berücksichtigung menschlicher Fehlhandlungen (HRA)
- Berücksichtigung von Ausfällen gemeinsamer Ursache (GVA)
- Berücksichtigung von Datenunsicherheiten
- Berücksichtigung ausgewählter anlageninterner Notfallmaßnahmen

Häufigkeit für Gefährdungszustände (Konvoi- und Vorkonvoi-Anlagen)

Anlage \ Größe	A	B	C	D	E	F	G
Punktwert mit GVA	5,5 E-6 (3,1 E-5) ¹⁾	1,7 E-6	3,6 E-6	(3,0 E-5) ¹⁾	(2,0 E-6) ¹⁾	(1,1 E-6) ¹⁾	(1,9 E-6) ¹⁾
Punktwert ohne GVA	7,4 E-7	2,1 E-7	4,2 E-7	(1,1 E-5) ¹⁾	(1,1 E-6) ¹⁾	(2,6 E-7) ¹⁾	(9,8 E-7) ¹⁾
Erwartungswert mit GVA	6,8 E-6	1,7 E-6	3,9 E-6	(3,3 E-5) ¹⁾	(1,8 E-5) ¹⁾	(6,6 E-6) ¹⁾	(1,1 E-5) ¹⁾
Erwartungswert ohne GVA	2,1 E-6	2,2 E-7	5,4 E-7		(2,1 E-6) ¹⁾	(6,2 E-7) ¹⁾	(1,8 E-6) ¹⁾

A, B, C Konvoi-Anlagen begutachtet
 D, E Vorkonvoi-Anlagen begutachtet
 F, G Vorkonvoi-Anlagen vor Begutachtung

¹⁾ Wert in Klammern ohne Berücksichtigung der schutzzielorientierten Maßnahmen: · Sekundärseitiges Druckentlasten zum 100 K/h-Abfahren
 · HD-Sumpfbetrieb

Spektrum einleitender Ereignisse

Kühlmittelverluststörfälle

- S1 Kleines Leck (< 25 cm²)
- S2 Kleines Leck (25 – 80 cm²)
- S3 Kleines Leck am Druckhalter (fehloffenes SiV)
- S4 Kleines Leck (80 – 200 cm²)
- SR Leck im Ringraum

Dampferzeugerheizrohrbruch

- S7 (2F)

Interne Überflutung

- S50 (S51, S52, S53) Überflutung Ringraum

Transienten

- T1 Notstromfall
- T2 Ausfall Hauptspeisewasser
- T3 Ausfall Hauptwärmesenke
- T4 Ausfall Hauptspeisewasser und Ausfall Hauptwärmesenke
- T5 FD-Leck außerhalb SHB
- T6 Speisewasserleitungsleck im Maschinenhaus

ATWS

Relative Anteile der einleitenden Ereignisse an der Häufigkeit von Gefährdungszuständen in %

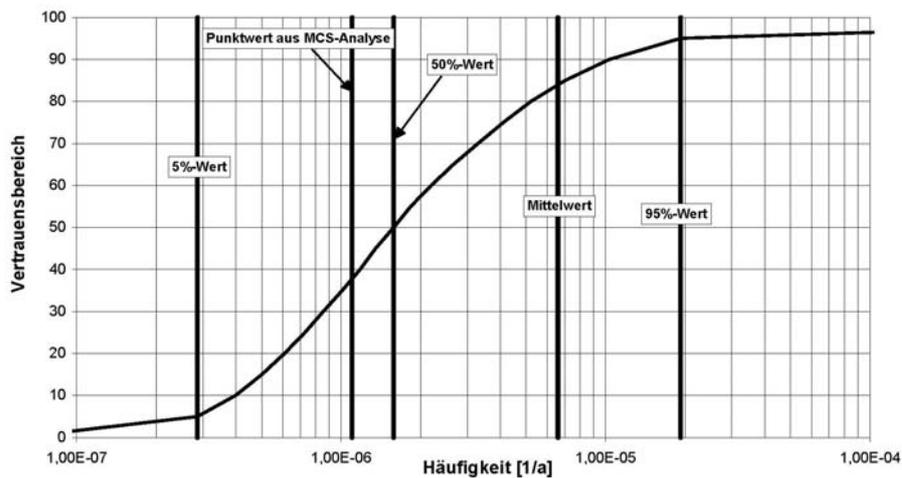
Anlage \ Einleitendes Ereignis	A	B	C	D	E	F	G
S1	13	16	17	9	<u>27</u>	14	<u>34</u>
S2	1	1	1			2	2
S3	4	4	5	3	8	6	10
S4	1	1	1				
S7	1	1	2	<u>27</u>			5
S50 (S1-53)	6	11	11	8		5	4
T1	<u>23</u>	<u>22</u>	<u>23</u>	4	9	10	3
T2	20	16	18	13	12	14	7
T3	16	10	8	12	16	14	21
T4	3	2	2	13		3	4
T5	5	7	4	1	4	8	4
T6	7	9	9	2	3	9	2
ATWS		1					
SR				5		12	2

Relativer Anteil von Sicherheitsfunktionen an der Häufigkeit von Gefährdungszuständen in %

Anlage	A	B	C	D	E	F	G
Sicherheitsfunktion							
Ausfall DE-Bespeisung bei Transienten	48	25	35	31	33	30	26
Ausfall DE-Bespeisung und FD-Abgabe ohne FD-Sammler	10	13	10		7	3	3
Ausfall DE-Bespeisung und FD-Abgabe mit FD-Sammler	1	1	1		28		
Ausfall 100 k/h-Abfahren mit FD-Sammler	3	1	3	7	3	11	21
Ausfall 100 k/h-Abfahren ohne FD-Sammler				6	3		26
Ausfall HD-Einspeisung	1	1	9				
Ausfall ND-Einspeisung (Flutbetrieb)	3	4	3			3	
Ausfall ND-Einspeisung (Sumpfbetrieb)	3	4	2			4	
Ausfall DE-Isolation bei FD-Leck	4	6	4				3
Ausfall Maßnahmen bei Überflutung Ringraum	5	10	10	5			

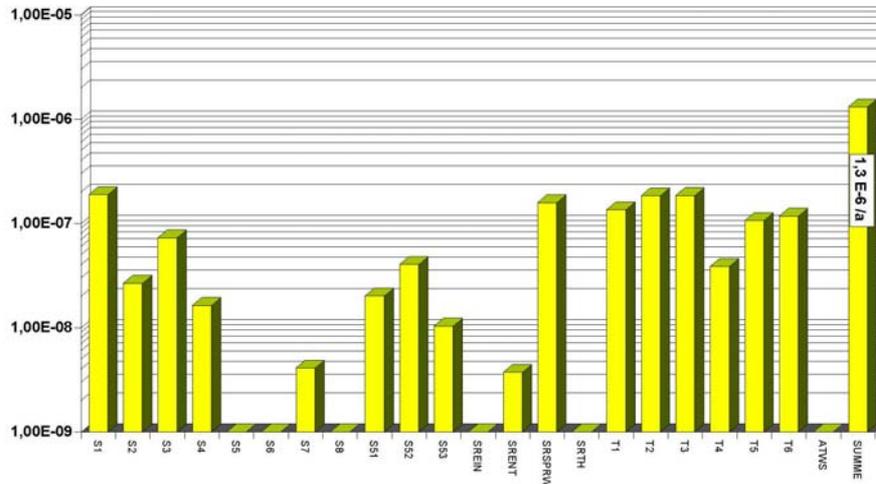
Fachtag der KTG Fachgruppe Reaktorsicherheit und Thermo- und Fluidodynamik, 25.09.03 FZK Karlsruhe

Verteilung der Häufigkeiten nach den Ergebnissen der Unsicherheitsanalyse (Anlage F)



Fachtag der KTG Fachgruppe Reaktorsicherheit und Thermo- und Fluidodynamik, 25.09.03 FZK Karlsruhe

Ereignisbezogene und Summenhäufigkeit von Gefährdungszuständen (Anlage F)

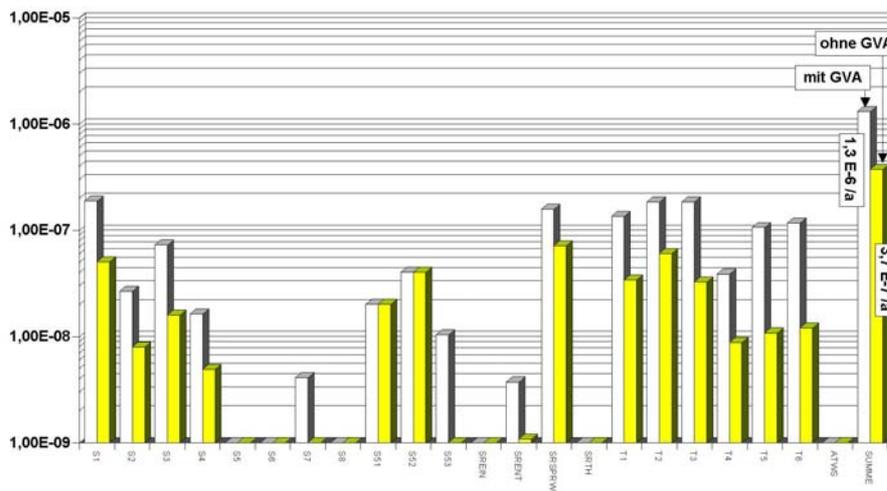


Fachtag der KTG Fachgruppe Reaktorsicherheit und Thermo- und Fluidodynamik, 25.09.03 FZK Karlsruhe

FANP NGPS4 Blombach



Gegenüberstellung der ereignisbezogenen Häufigkeiten von Gefährdungszuständen (H_{GZ}/H_{GZ} o. GVA) (Anlage F)

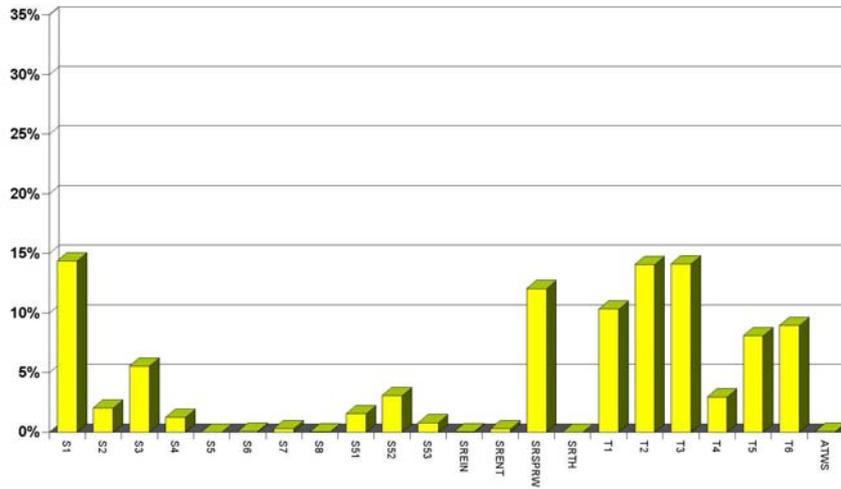


Fachtag der KTG Fachgruppe Reaktorsicherheit und Thermo- und Fluidodynamik, 25.09.03 FZK Karlsruhe

FANP NGPS4 Blombach

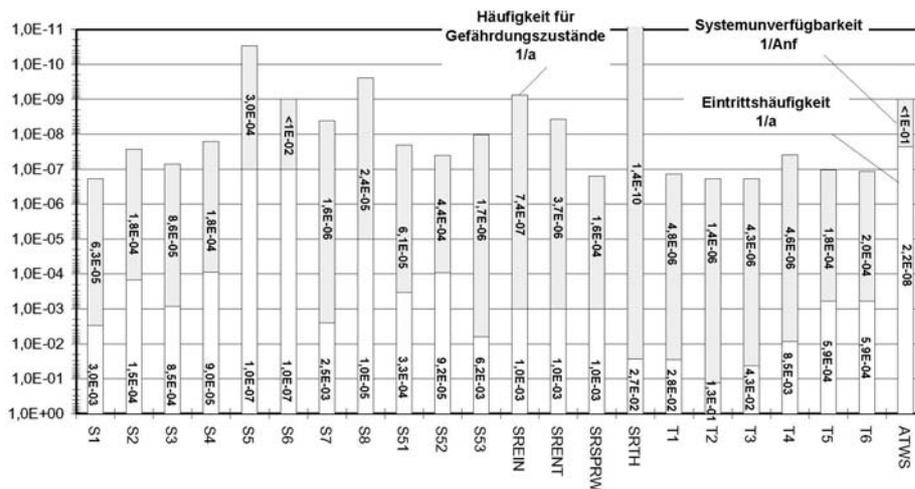


Ereignisbezogene Häufigkeit von Gefährdungszuständen – Relativangaben (Anlage F)



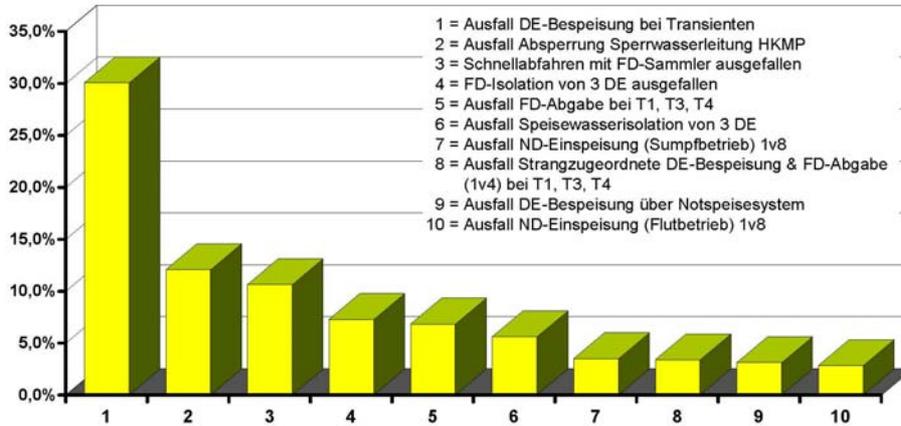
Fachtag der KTG Fachgruppe Reaktorsicherheit und Thermo- und Fluidynamik, 25.09.03 FZK Karlsruhe

Darstellung der Eintrittshäufigkeiten, Systemunverfügbarkeiten, Häufigkeiten für Gefährdungszustände (Anlage F)



Fachtag der KTG Fachgruppe Reaktorsicherheit und Thermo- und Fluidynamik, 25.09.03 FZK Karlsruhe

Anteil dominanter Pfade an der Häufigkeit von Gefährdungszuständen (Anlage F)



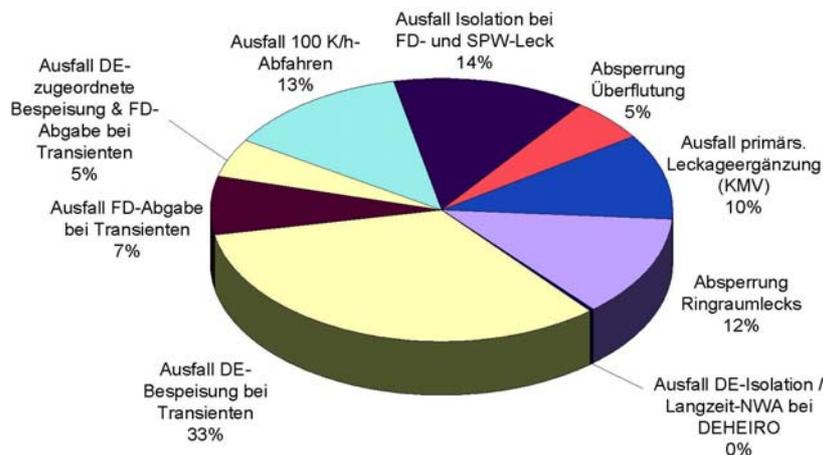
Fachtag der KTG Fachgruppe Reaktorsicherheit und Thermo- und Fluidodynamik, 25.09.03 FZK Karlsruhe

FANP NGPS4 Blombach



17

Anteil der Systemfunktionen an der integralen Häufigkeit für Gefährdungszustände (Anlage F)



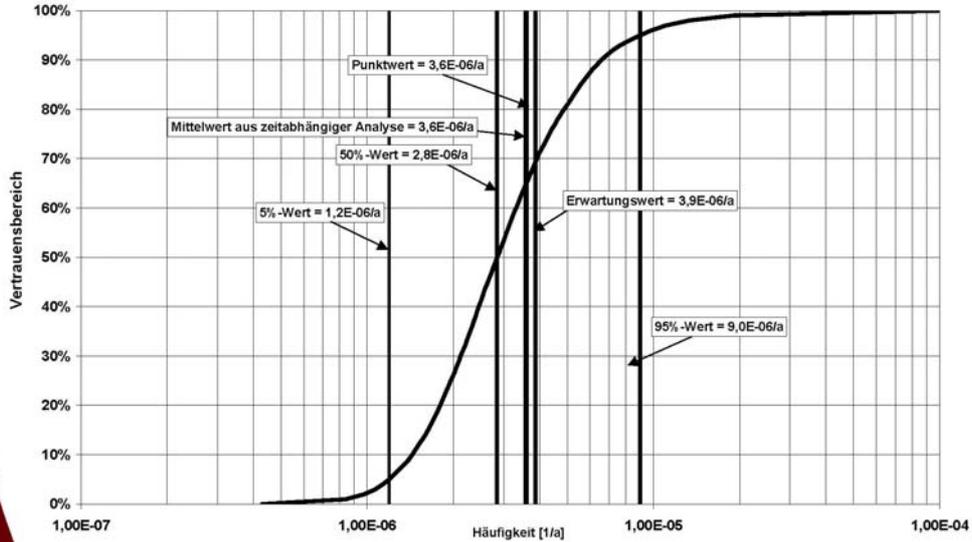
Fachtag der KTG Fachgruppe Reaktorsicherheit und Thermo- und Fluidodynamik, 25.09.03 FZK Karlsruhe

FANP NGPS4 Blombach



18

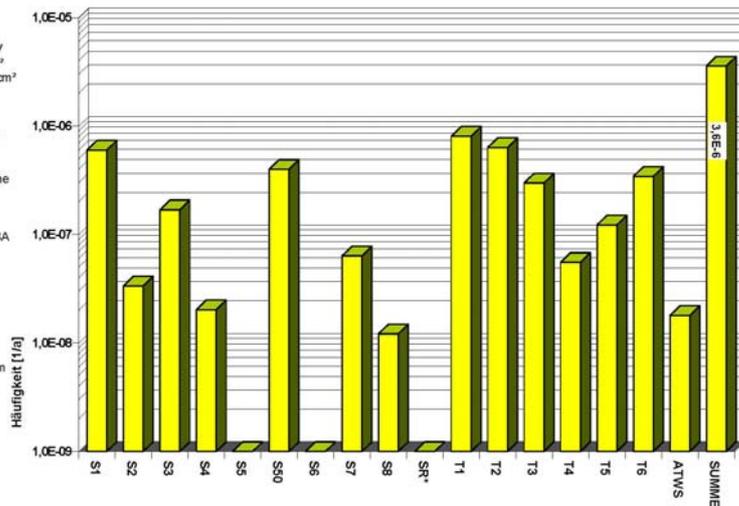
Verteilung der Gefährdungshäufigkeiten nach den Ergebnissen der Unsicherheitsanalyse (Anlage C)



Fachtag der KTG Fachgruppe Reaktorsicherheit und Thermo- und Fluidodynamik, 25.09.03 FZK Karlsruhe

Ereignisbezogene und Summenhäufigkeit von Gefährdungszuständen (Anlage C)

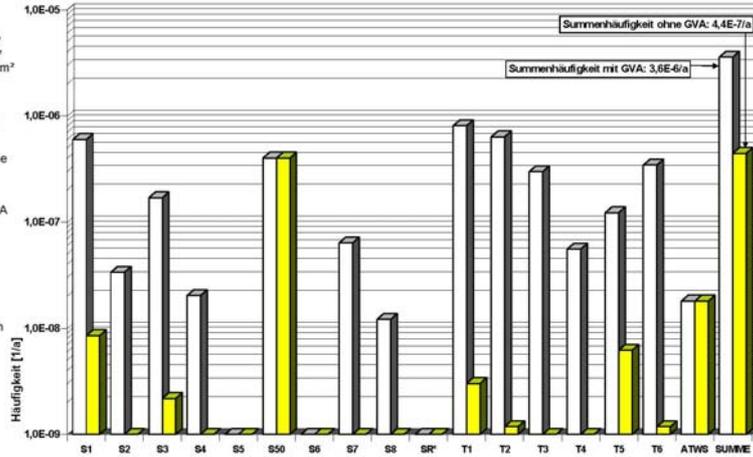
- S1 = Kleines Leck im PKL: $F < 25 \text{ cm}^2$
- S2 = Kleines Leck im PKL: $25 - 80 \text{ cm}^2$
- S3 = Leck am DH durch fehlendes SIV
- S4 = Kleines Leck im PKL: $80 - 200 \text{ cm}^2$
- S5 = Mittleres Leck im PKL: $200 - 500 \text{ cm}^2$
- S6 = Großes Leck im PKL
- S7 = DE-Heizrohrleck (2F)
- S8 = DE-Heizrohrleck (4F)
- S50 = Überflutung Ringraum durch SGB
- SREIN = Leck im Ringraum - KBA-Einspeisung
- SRENT = Leck im Ringraum - KBA-Entnahme
- SR,EB = Leck im Ringraum - Sperrwasser
- SR,JNP = Leck im Ringraum - Prüflleitung
- SRKBA = Leck im Ringraum - HD-Kühler KBA
- T1 = Notstromfall
- T2 = Ausfall Hauptspisewasser
- T3 = Ausfall Hauptwärmesenke
- T4 = Ausfall Hauptspisewasser und Hauptwärmesenke
- T5 = FD-Leck außerhalb RSB
- T6 = SpW-Leitungsleck im Maschinenhaus
- ATWS = Anticipated transient without scram



Fachtag der KTG Fachgruppe Reaktorsicherheit und Thermo- und Fluidodynamik, 25.09.03 FZK Karlsruhe

Gegenüberstellung der ereignisbezogenen Häufigkeiten von Gefährdungszuständen mit und ohne GVA (Anlage C)

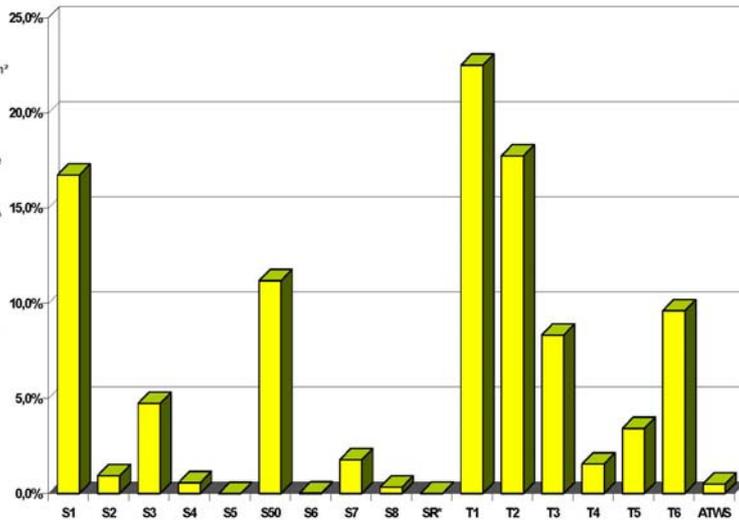
- S1 = Kleines Leck im PKL: F < 25 cm³
- S2 = Kleines Leck im PKL: 25 - 80 cm³
- S3 = Leck am DH durch fehloffenes SIV
- S4 = Kleines Leck im PKL: 80 - 200 cm³
- S5 = Mittleres Leck im PKL: 200 - 500 cm³
- S6 = Großes Leck im PKL
- S7 = DE-Heizrohrleck (2F)
- S8 = DE-Heizrohrleck (4F)
- S50 = Überflutung Ringraum durch SGB
- SREIN = Leck im Ringraum - KBA-Einspeisung
- SRENT = Leck im Ringraum - KBA-Entnahme
- SRJEB = Leck im Ringraum - Sperwasser HKMP
- SRJNP = Leck im Ringraum - Prüfleitung
- SRKBA = Leck im Ringraum - HD-Kühler KBA
- T1 = Notstromfall
- T2 = Ausfall Hauptspisewasser
- T3 = Ausfall Hauptwärmesenke
- T4 = Ausfall Hauptspisewasser und Hauptwärmesenke
- T5 = FD-Leck außerhalb RSB
- T6 = SpW-Leitungsleck im Maschinenhaus
- ATWS = Anticipated transient without scram



Fachtag der KTG Fachgruppe Reaktorsicherheit und Thermo- und Fluidodynamik, 25.09.03 FZK Karlsruhe

Ereignisbezogene Häufigkeit von Gefährdungszuständen – Relativangaben (Anlage C)

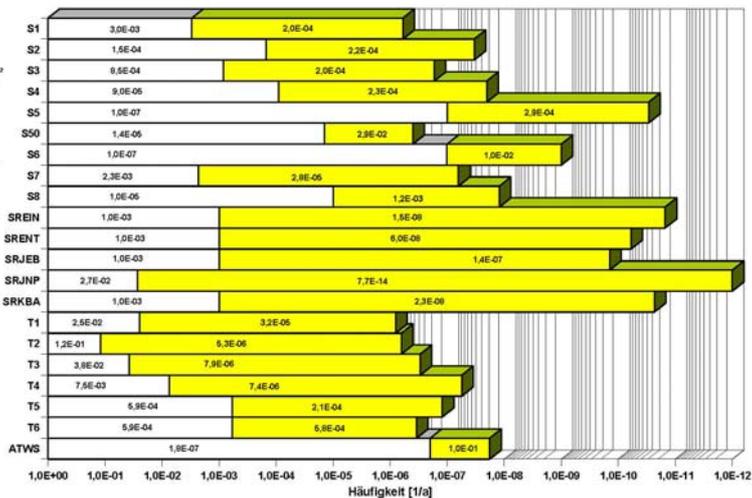
- S1 = Kleines Leck im PKL: F < 25 cm³
- S2 = Kleines Leck im PKL: 25 - 80 cm³
- S3 = Leck am DH durch fehloffenes SIV
- S4 = Kleines Leck im PKL: 80 - 200 cm³
- S5 = Mittleres Leck im PKL: 200 - 500 cm³
- S6 = Großes Leck im PKL
- S7 = DE-Heizrohrleck (2F)
- S8 = DE-Heizrohrleck (4F)
- S50 = Überflutung Ringraum durch SGB
- SREIN = Leck im Ringraum - KBA-Einspeisung
- SRENT = Leck im Ringraum - KBA-Entnahme
- SRJEB = Leck im Ringraum - Sperwasser HKMP
- SRJNP = Leck im Ringraum - Prüfleitung
- SRKBA = Leck im Ringraum - HD-Kühler KBA
- T1 = Notstromfall
- T2 = Ausfall Hauptspisewasser
- T3 = Ausfall Hauptwärmesenke
- T4 = Ausfall Hauptspisewasser und Hauptwärmesenke
- T5 = FD-Leck außerhalb RSB
- T6 = SpW-Leitungsleck im Maschinenhaus
- ATWS = Anticipated transient without scram



Fachtag der KTG Fachgruppe Reaktorsicherheit und Thermo- und Fluidodynamik, 25.09.03 FZK Karlsruhe

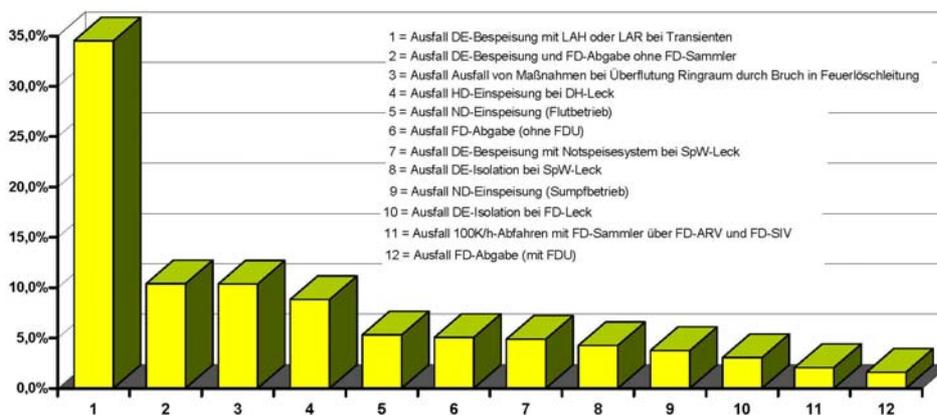
Darstellung der Eintrittshäufigkeiten, Systemunverfügbarkeiten, Häufigkeiten für Gefährdungszustände (Anlage C)

- S1 = Kleines Leck im PKL: F < 25 cm³
- S2 = Kleines Leck im PKL: 25 - 80 cm³
- S3 = Leck am DH durch fehlendes SIV
- S4 = Kleines Leck im PKL: 80 - 200 cm³
- S5 = Mittleres Leck im PKL: 200 - 500 cm³
- S6 = Großes Leck im PKL
- S7 = DE-Heizrohrleck (2F)
- S8 = DE-Heizrohrleck (4F)
- S50 = Überflutung Ringraum durch SGB
- SREIN = Leck im Ringraum - KBA-Einspeisung
- SRENT = Leck im Ringraum - KBA-Entnahme
- SRJEB = Leck im Ringraum - Sperrwasser HKMP
- SRJNP = Leck im Ringraum - Prüfleitung
- SRKBA = Leck im Ringraum - HD-Kühler KBA
- T1 = Notstromfall
- T2 = Ausfall Hauptspieswasser
- T3 = Ausfall Hauptwärmesenke
- T4 = Ausfall Hauptspieswasser und Hauptwärmesenke
- T5 = FD-Leck außerhalb RSB
- T6 = SpW-Leitungsleck im Maschinenhaus
- ATWS = Anticipated transient without scram



Fachtag der KTG Fachgruppe Reaktorsicherheit und Thermo- und Fluidodynamik, 25.09.03 FZK Karlsruhe

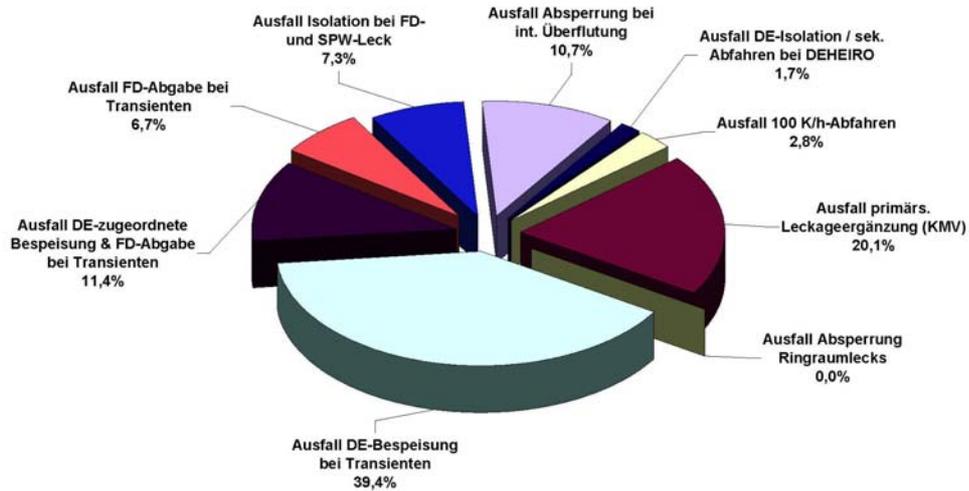
Anteil dominanter Pfade an der Häufigkeit von Gefährdungszuständen (Anlage C)



- 1 = Ausfall DE-Bespeisung mit LAH oder LAR bei Transienten
- 2 = Ausfall DE-Bespeisung und FD-Abgabe ohne FD-Sammler
- 3 = Ausfall Ausfall von Maßnahmen bei Überflutung Ringraum durch Bruch in Feuerlöschleitung
- 4 = Ausfall HD-Einspeisung bei DH-Leck
- 5 = Ausfall ND-Einspeisung (Flutbetrieb)
- 6 = Ausfall FD-Abgabe (ohne FDU)
- 7 = Ausfall DE-Bespeisung mit Notspiesystem bei SpW-Leck
- 8 = Ausfall DE-Isolation bei SpW-Leck
- 9 = Ausfall ND-Einspeisung (Sumpfbetrieb)
- 10 = Ausfall DE-Isolation bei FD-Leck
- 11 = Ausfall 100K/h-Abfahren mit FD-Sammler über FD-ARV und FD-SIV
- 12 = Ausfall FD-Abgabe (mit FDU)

Fachtag der KTG Fachgruppe Reaktorsicherheit und Thermo- und Fluidodynamik, 25.09.03 FZK Karlsruhe

Anteil der Systemfunktionen an der integralen Häufigkeit für Gefährdungszustände (Anlage C)



Fachtag der KTG Fachgruppe Reaktorsicherheit und Thermo- und Fluidodynamik, 25.09.03 FZK Karlsruhe

Einfluss der präventiven Notfallmaßnahmen (NFM) Anlage C

Gefährdungszustand	Kernkühlung sichergestellt	Anwendbarkeit von NFM gegeben	Sicherer Zustand durch NFM	Häufigkeit		Art des Zustandes
				1/a	%	
3,76 E-6/a	1,1 E-7 (3 %)	2,33 E-6 (64 %)	1,81 E-6 (78 %)	1,6 E-7	3	K
			5,2 E-7 (22 %)	1,81 E-6	48	K
	3,64 E-6 (97 %)	1,31 E-6 (36 %)	5,2 E-7	5,2 E-7	14	SZ
			1,31 E-6	1,31 E-6	35	SZ

ja ↑
nein ↓

K: Kontrollierte Zustände
SZ: Schadenszustände (Häufigkeit: 1,8 E-6 /a)

Fachtag der KTG Fachgruppe Reaktorsicherheit und Thermo- und Fluidodynamik, 25.09.03 FZK Karlsruhe

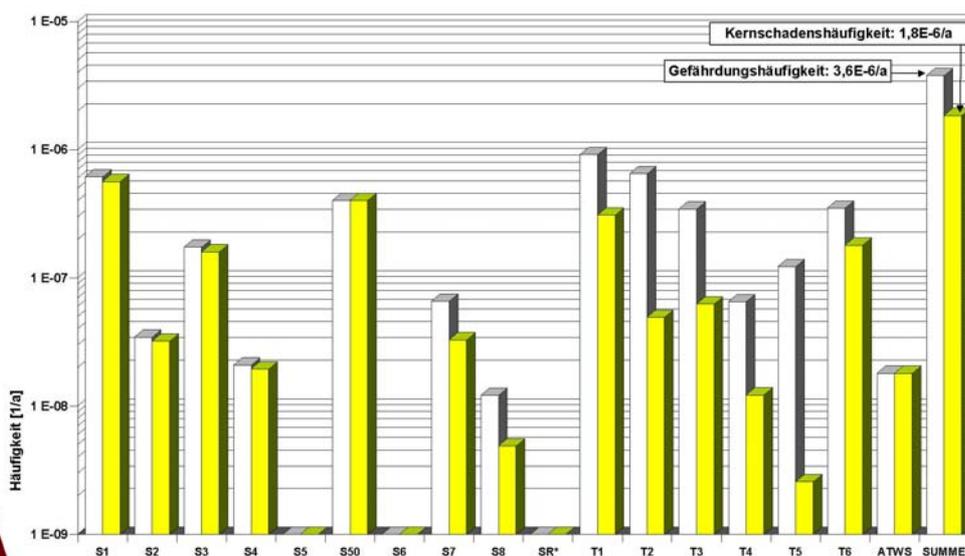
Kategorien von Zuständen: Kontrollierte Zustände und Schadenszustände Anlage C

Gefährdungs- zustand	Kern kühlbar bzw. sicherer Zustand durch NFM	Sicherheitsein- schluss	Art des RSB- Bypass	Druck im Primärkreis	Nr. der Kate- gorie	Häufigkeit	
						1/a	%
3,77 E-6/a	1,94 E-6 (51 %)			ND: 7,3 E-7 (41 %)	1	1,94 E-6	51
					2	7,3 E-7	20
	1,83 E-6 (49 %)			HD: 1,07 E-6 (59 %)	3	1,07 E-6	28
					4	< 1 E-9	<< 1
	0,4 E-7 (2 %)			HD (100 %)	5	0,4 E-7	1
					6	< 1 E-9	<< 1

- Kategorie A:
Verbindung zum Reaktorkühlsystem vorhanden, die im Normalbetrieb entweder offen oder mit Armaturen abgesperrt ist.
- Kategorie B:
Verbindung zum Reaktorkühlsystem erst bei einem Leck in einem kühlmittelführenden Wärmetauscher.
- Kategorie D:
Offene Verbindung zur RSB-Atmosphäre, Verbindung zur RSB-Durchführung im Normalbetrieb nicht abgesperrt.

Fachtag der KTG Fachgruppe Reaktorsicherheit und Thermo- und Fluidodynamik, 25.09.03 FZK Karlsruhe

Häufigkeiten von Gefährdungs- und Kernschadenszuständen ohne und mit Notfallmaßnahmen SDE und PDE Anlage C



Fachtag der KTG Fachgruppe Reaktorsicherheit und Thermo- und Fluidodynamik, 25.09.03 FZK Karlsruhe

Schlussfolgerungen aus den Ergebnissen

- *Die Häufigkeiten von Gefährdungszuständen unterscheiden sich aufgrund*
 - *anlagentechnischer Unterschiede*
 - *und*
 - *unterschiedlicher Begutachtung**Wesentliche Einflussgrößen sind hier:*
 1. *GVA-Modell*
 2. *GVA-Wahrscheinlichkeiten*
 3. *Daten für unabhängige Ausfälle*
 4. *Bewertung von Handmaßnahmen*

- *Die Auswertung der Beiträge ausgefallener Systemfunktionen an der Häufigkeit für Gefährdungszustände hat zur Entwicklung von Notfallmaßnahmen geführt, mit denen*
 1. *Die Entwicklung von Kernschäden (Kernschmelze) aus Gefährdungszuständen verhindert werden kann.*
 2. *Der Anteil von HD-Kernschmelzpfaden durch Überleitung in ND-Kernschmelzpfade verringert werden kann.*

Sitzung A1
Erkenntnisse aus der PSA (Stufe 1)

**Gefährdungszustände und –häufigkeiten für
eine SWR-Anlage**

**B. Schubert
Vattenfall**

Häufigkeit von System- und Kernschadenszuständen für eine SWR-Anlage

B. Schubert

Fortschritte bei der Beherrschung/Begrenzung der Folgen
auslegungsüberschreitender Ereignisse
KTG-Fachtag 25./26. September 2003
Forschungszentrum Karlsruhe

Ziel von Probabilistischen Sicherheitsanalysen

- Ermittlung von Häufigkeiten für Systemschadens-(Gefährdungs-)/Kernschadenszustände
 - Systemschadenszustände werden als Ausfall der auslegungsgemäßen Funktion des Sicherheitssystems angesehen
 - Kernschadenszustände treten ein, nachdem auch Notfallmaßnahmen nicht erfolgreich waren
- Anhand der Beiträge der Sicherheitsfunktionen zu den Häufigkeiten kann auf die Ausgewogenheit des Sicherheitskonzepts geschlossen werden

Umfang der Analysen

- Standard sind in Deutschland zur Zeit Analysen vom Level 1-Typ, die im wesentlichen Anlagen interne Ereignisse beinhalten.
- Folgende Ereignisse werden in der Regel untersucht
 - Transienten, wie Ausfall Hauptwärmesenke, Notstromfall usw.
 - Kühlmittelverluststörfälle innerhalb und außerhalb des Sicherheitsbehälters
 - Anlagen interne Überflutungen
- In einigen Fällen sind die Analysen um Ereignisse wie Brand, EVA, Stillstand erweitert worden, dabei werden z. T. vereinfachte Verfahren eingesetzt
Diese Ereignisse führen zu ähnlichen Abläufen, wie Transienten allerdings mit u. U. eingeschränkter Verfügbarkeit der Sicherheitssysteme

25./26.9.2003

E-HAR

Dr. Schubert

3

KTG FTG Karlsruhe

A VATTENFALL COMPANY

HAMBURGISCHE ELECTRICITÄTS-WERKE AG

HEW

Ereignisablaufanalyse

- Die Ereignisablaufanalyse für Anlagen interne auslösende Ereignisse führt immer wieder auf die gleichen Sicherheitsfunktionen, die im Verlauf des Störfallablaufs angefordert werden und zur Beherrschung des Ereignisses erforderlich sind. Bei Siedewasserreaktoranlagen sind dies
 - Reaktorschnellabschaltung
 - Druckbegrenzung
 - Hochdruckeinspeisung
 - Überspeisungsschutz
 - Durchdringungsabschluss
 - Automatische Druckentlastung
 - Niederdruckfluten
 - Nachwärmeabfuhr aus Reaktordruckbehälter und/oder Kondensationskammer
- Die Ausgewogenheit des Sicherheitskonzepts ergibt sich, wenn keine dieser Sicherheitsfunktionen das Ergebnis dominiert

25./26.9.2003

E-HAR

Dr. Schubert

4

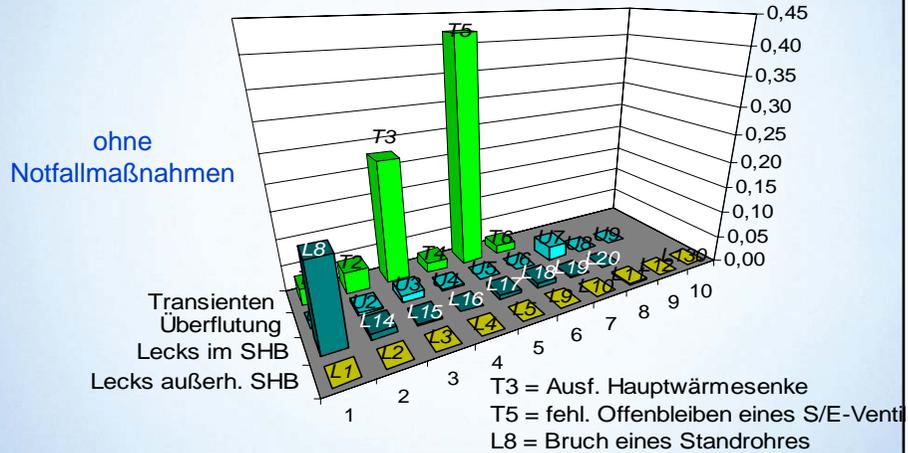
KTG FTG Karlsruhe

A VATTENFALL COMPANY

HAMBURGISCHE ELECTRICITÄTS-WERKE AG

HEW

Beitrag der Ereignisse zu den Häufigkeiten der Systemschadenszustände



25./26.9.2003

E-HAR

Dr. Schubert

7

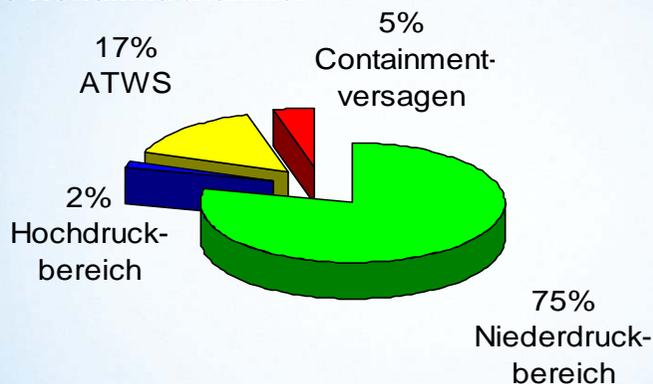
KTG FTG Karlsruhe

A VATTENFALL COMPANY

HAMBURGISCHE ELECTRICITÄTS-WERKE AG

HEW

Anteil der Endzustände ohne Notfallmaßnahmen



25./26.9.2003

E-HAR

Dr. Schubert

8

KTG FTG Karlsruhe

A VATTENFALL COMPANY

HAMBURGISCHE ELECTRICITÄTS-WERKE AG

HEW

Karenzzeiten und Notfallmaßnahmen

- Definition der zeitlichen Kategorien entsprechend den Systemschadenzuständen
- Kriterium bei der Festlegung ist die verbleibende Zeit zur Einleitung und Wirksamkeit der Notfallmaßnahmen
- Konservative Annahmen zur Begrenzung des Analysenaufwands
 - Notfallmaßnahmen werden nach > 1 h wirksam
 - Abschätzung, ob die bis zu diesem Zeitpunkt einspeisbare Menge Wasser größer als die verdampfende Menge ist
 - Übertragung auf ähnliche Abläufe

25./26.9.2003

E-HAR

Dr. Schubert

9

KTG FTG Karlsruhe

A VATTENFALL COMPANY

HAMBURGISCHE ELECTRICITÄTS-WERKE AG

HEW

Verfügbare Notfallmaßnahmen

- Maßnahmen zur Kühlung des Kerns
 - RDB-Einspeisung mit mobiler Pumpe, Feuerlöschsystem, RS/TE-System, aus Speisewasserbehälter
- Maßnahmen zur Wiederherstellung der Energieversorgung
 - Herstellung einer Energieversorgung durch GTW/Pumpspeicherwerk
- Maßnahmen zur Druckentlastung des SHB (Venting)
- Für in Bezug auf ihre Komplexität und Ausfallwahrscheinlichkeit repräsentative Notfallmaßnahmen wurden detaillierte Quantifizierungen mittels THERP/ASEP durchgeführt. Die abdeckenden Werte wurden dann konservativ auf alle Maßnahmen übertragen. Diese sind
 - $u = 0,02$ für einzelne Maßnahmen
 - $u = 0,01$ für redundante Maßnahmen
 - $u = 0,04$ für SHB Druckentlastung

25./26.9.2003

E-HAR

Dr. Schubert

10

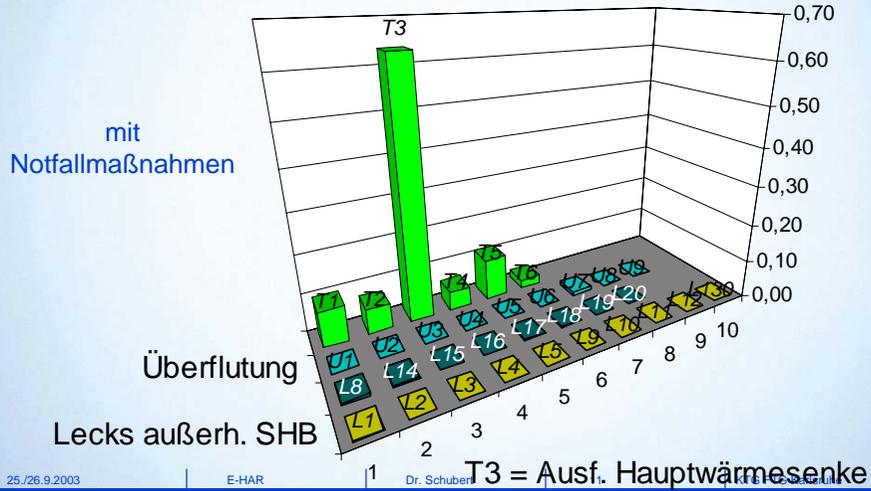
KTG FTG Karlsruhe

A VATTENFALL COMPANY

HAMBURGISCHE ELECTRICITÄTS-WERKE AG

HEW

Beitrag der Ereignisse zu den Häufigkeiten der Kernschadenszustände



25./26.9.2003

E-HAR

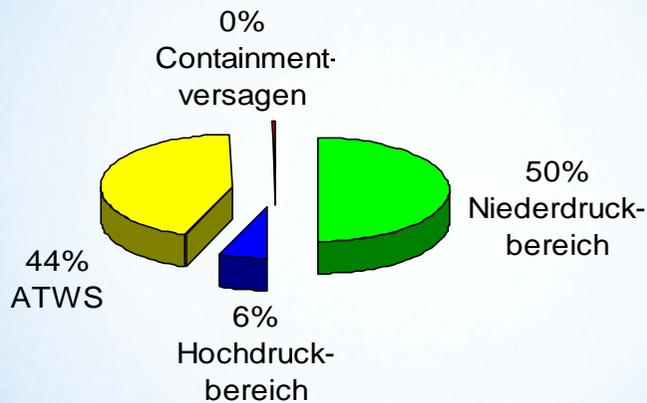
Dr. Schubert

A VATTENFALL COMPANY

HAMBURGISCHE ELECTRICITÄTS-WERKE AG

HEW

Anteil der Endzustände mit Notfallmaßnahmen



25./26.9.2003

E-HAR

Dr. Schubert

12

KTG FTG Karlsruhe

A VATTENFALL COMPANY

HAMBURGISCHE ELECTRICITÄTS-WERKE AG

HEW

Vergleich der Importanzen ohne Notfallmaßnahmen und mit

Nummer	Basisereignis	Importanz	Basisereignis	Importanz
1	Handmaßn. DXY	0.592	GVA Y	0.607
2	Ereignis T5	0.588	Ereignis T3	0.487
3	GVA DX	0.292	Ereignis T1	0.108
4	GVA DY	0.292	Ereignis T5	0.092
5	GVA Y	0.222	Ereignis T2	0.073
6	Ereignis T3	0.186	Ereignis T4	0.059
7	Ereignis T1	0.037	Komponente X	0.053
8	Ereignis L8	0.033	Messumformer L	0.051
9	Ereignis T2	0.026	Messumformer P	0.051
10	Ereignis T4	0.023	Ereignis L18	0.042
11	Ereignis L14	0.020	Komponente ED	0.041
12	Komponente X	0.019	Komponente VV	0.039
13	Messumformer P	0.019	Ereignis T6	0.034
14	Messumformer L	0.019	Komponente WE	0.031
15	Ereignis T6	0.017	Komponente Y	0.026

25./26.9.2003

E-HAR

Dr. Schubert

13

KTG FTG Karlsruhe

A VATTENFALL COMPANY

HAMBURGISCHE ELECTRICITÄTS-WERKE AG

HEW

Häufigkeiten von Systemschadens- und Kernschadenzuständen bei SWR

- Häufigkeit von Systemschadenzuständen

$$8 \times 10^{-6} \text{ -- } 6 \times 10^{-6} \text{ 1/a}$$

- Häufigkeit von Kernschadenzuständen

$$5 \times 10^{-6} \text{ -- } 2 \times 10^{-6} \text{ 1/a}$$

- Nur interne auslösende Ereignisse sind berücksichtigt

25./26.9.2003

E-HAR

Dr. Schubert

14

KTG FTG Karlsruhe

A VATTENFALL COMPANY

HAMBURGISCHE ELECTRICITÄTS-WERKE AG

HEW

Zusammenfassung

- Häufigkeit von Kernschadenzuständen aus internen auslösenden Ereignissen $< 10^{-5}$ 1/a
- Reduktion der Systemschadenshäufigkeit um einen Faktor 0,36 bis 0,64
- Der Anteil schnell ablaufender Endzustände (HD-Versagen, ATWS) nimmt zu
- Der Anteil langsam ablaufender Endzustände (SHB-Versagen, Kernschaden im Niederdruckbereich) nimmt ab
- Der Einfluss der Notfallmaßnahmen ist dann groß, wenn dominante Beiträge existieren
- Die Bedeutung von Komponenten, die schnell ablaufende Pfade beeinflussen, nimmt zu
- Anlagenspezifische Aspekte beeinflussen das Ergebnis

25./26.9.2003

E-HAR

Dr. Schubert

15

KTG FTG Karlsruhe

A VATTENFALL COMPANY

HAMBURGISCHE ELECTRICITÄTS-WERKE AG

HEW

HEW

...dankt für Ihre Aufmerksamkeit.

Sitzung A2
Ablauf bei Gefährdungszuständen

**Verhalten des Primärsystems eines DWR bei
Gefährdungszuständen**

**U. Stoll, F. Hirmer
Framatome-ANP**

Verhalten des Primärsystems eines DWR bei Gefährdungszuständen

U. Stoll, F. Hirmer

FANP-NGPS1
91058 Erlangen
Freyeslebenstraße 1
Tel. 09131/1894929
E-Mail: Uwe.Stoll@framatome-anp.com



Verhalten des Primärsystems eines DWR bei Gefährdungszuständen

1. Betrachtete auslegungsüberschreitende Ereignisse
2. Analyse zum Anlagenverhalten bei Totalausfall der DE-Bespeisung
3. Ziel der Notfallmaßnahmen bei auslegungsüberschreitenden Ereignissen
4. Notfallmaßnahmen bei auslegungsüberschreitenden Ereignissen (SDE, PDE)
 - 4.1 Kriterien und Maßnahmen für die Einleitung von SDE gem. Notfallhandbuch
 - 4.2 Analyse zum Anlagenverhalten bei Totalausfall der DE-Bespeisung unter Berücksichtigung von SDE-Maßnahmen
 - 4.3 Kriterien und Maßnahmen für die Einleitung von PDE gem. Notfallhandbuch
 - 4.4 Analyse zum Anlagenverhalten bei Totalausfall der DE-Bespeisung unter Berücksichtigung von PDE-Maßnahmen
5. Zusammenfassung



Betrachtete auslegungsüberschreitende Ereignisse

Für die Vielzahl der Fälle, welche zu Gefährdungszuständen führen können, werden für die Überprüfung der Wirksamkeit der Notfallmaßnahmen zwei abdeckende Ereignisse analysiert:

Max. Ungleichgewicht zwischen zu- u. abgeführter Energie:

Totalausfall der Dampferzeugerbespeisung, d.h.

- 3 Hauptspeisepumpen,
- 2 An- und Abfahrpumpen und
- 4 Notspeisepumpen sind unverfügbar

Minimale Einspeisemöglichkeiten:

Station black out, d.h.

- Ausfall der Eigenbedarfsversorgung bei un verfügbarem D1-Netz (4 Notstromdiesel),
- D2-Netz (4 Notspeisediesel) und der
- 3. Netzeinspeisung
(wird im Vortrag nicht explizit dargestellt)

Analyse zum Anlagenverhalten bei Totalausfall der DE-Bespeisung

Anfangs- und Randbedingungen (anlagenspezifisch):

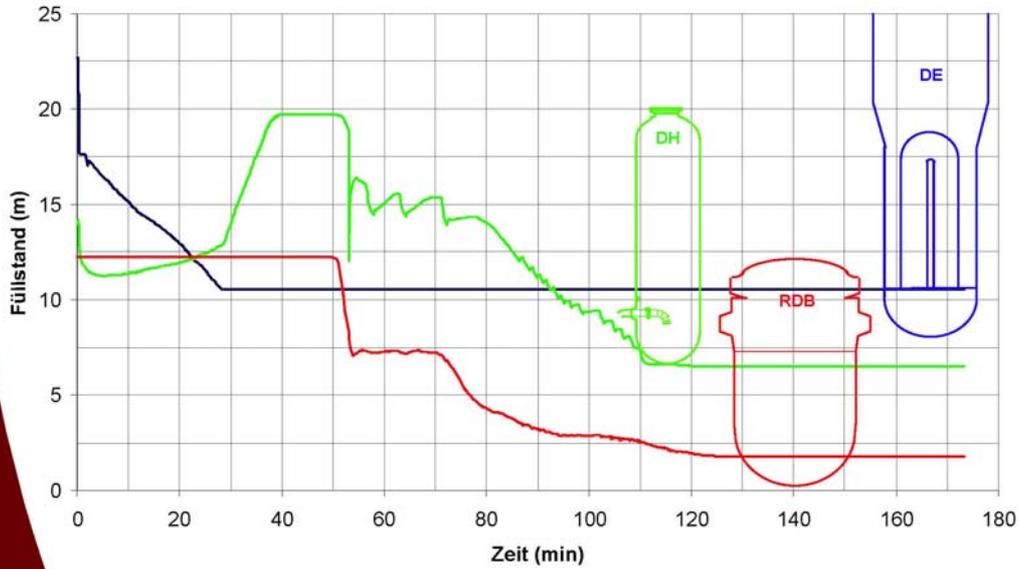
- Volllastbetrieb
- Ausfall beider Hauptspeisepumpen ohne Zuschalten der Reservepumpe
- An- und Abfahrpumpen und Notspeisepumpen sind unverfügbar
- Reaktorleistung wird durch die SPEISE-RELEB auf Nachzerfallsleistung reduziert und Turbinenschnellschluss ausgelöst
- DWR-Anlage mit Vorwärmkammer-DE (abdeckende Analyse bzgl. DE-Wasserinventar)

Analysenmethode:

- Anlagensimulation mittels S-RELAP-5 (Regelstrecke, Thermohydraulik) über EUMOD gekoppelt mit NLOOP-Leittechniksimulation

DWR-Anlage mit Vorwärmkammer-Dampferzeuger

Totalausfall der DE-Bespeisung ohne Einleitung von Notfallmaßnahmen



Fachtag der KTG-Fachgruppen Reaktorsicherheit und Thermo- und Fluidynamik 25./26.09.2003 FZK Karlsruhe

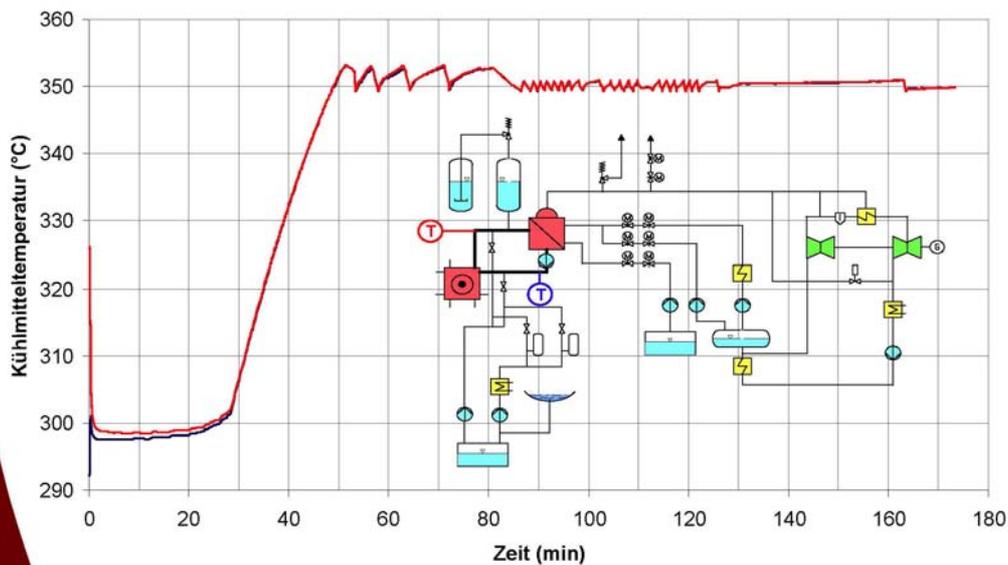
> Präsentationstitel - Datum - Referenz

FRAMATOME ANP

5

DWR-Anlage mit Vorwärmkammer-Dampferzeuger

Totalausfall der DE-Bespeisung ohne Einleitung von Notfallmaßnahmen



Fachtag der KTG-Fachgruppen Reaktorsicherheit und Thermo- und Fluidynamik 25./26.09.2003 FZK Karlsruhe

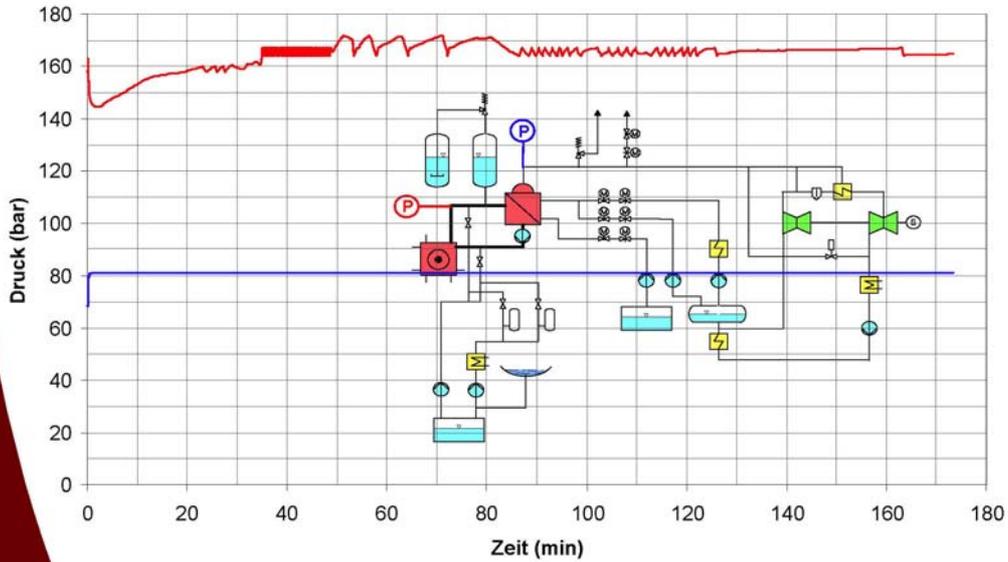
> Präsentationstitel - Datum - Referenz

FRAMATOME ANP

6

DWR-Anlage mit Vorwärmkammer-Dampferzeuger

Totalausfall der DE-Bespeisung ohne Einleitung von Notfallmaßnahmen



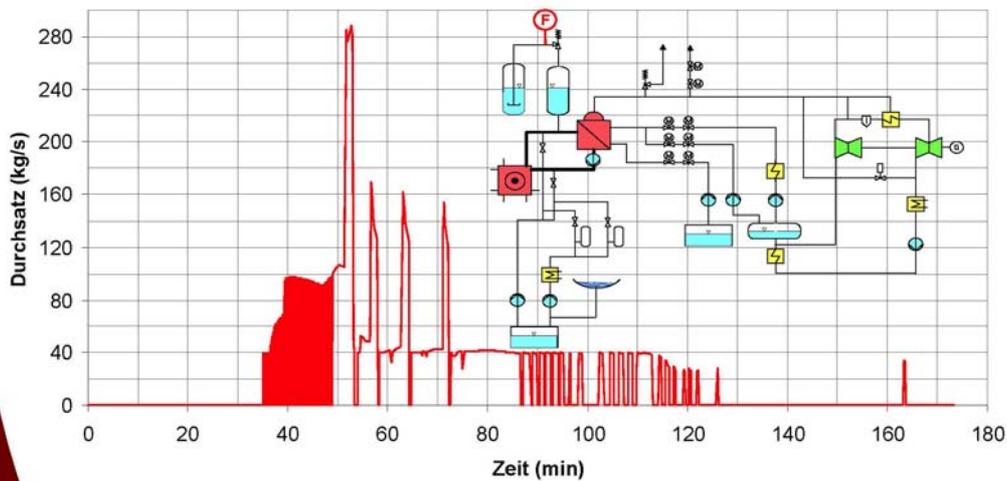
Fachtag der KTG-Fachgruppen Reaktorsicherheit und Thermo- und Fluidynamik 25./26.09.2003 FZK Karlsruhe
> Präsentationstitel - Datum - Referenz



7

DWR-Anlage mit Vorwärmkammer-Dampferzeuger

Totalausfall der DE-Bespeisung ohne Einleitung von Notfallmaßnahmen



Fachtag der KTG-Fachgruppen Reaktorsicherheit und Thermo- und Fluidynamik 25./26.09.2003 FZK Karlsruhe

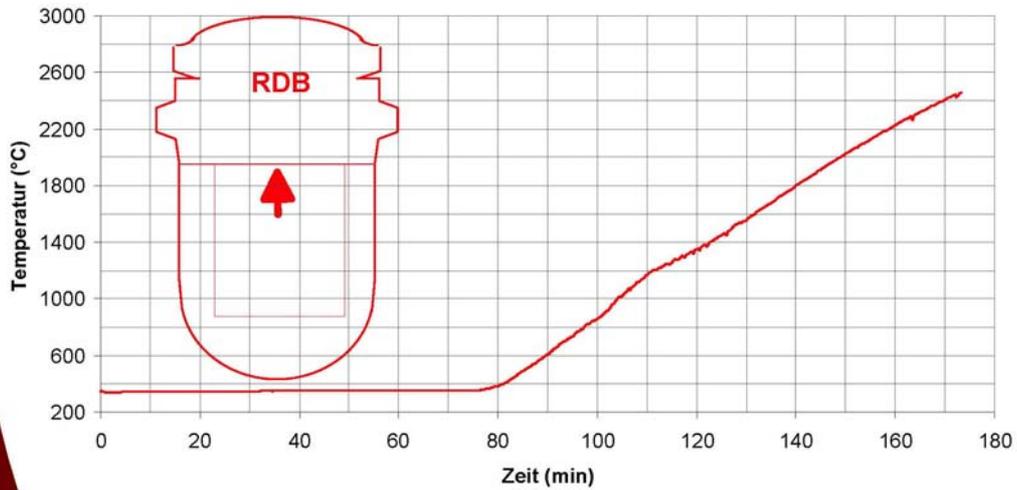
> Präsentationstitel - Datum - Referenz



8

DWR-Anlage mit Vorwärmkammer-Dampferzeuger

Totalausfall der DE-Bespeisung ohne Einleitung von Notfallmaßnahmen



Fachtag der KTG-Fachgruppen Reaktorsicherheit und Thermo- und Fluidynamik 25./26.09.2003 FZK Karlsruhe

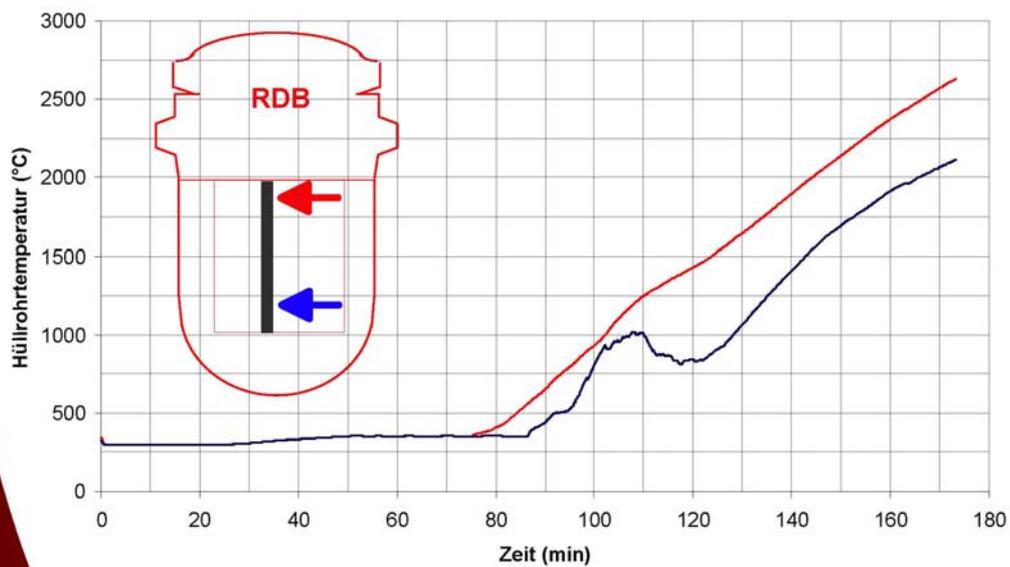
> Präsentationstitel - Datum - Referenz

FRAMATOME ANP

9

DWR-Anlage mit Vorwärmkammer-Dampferzeuger

Totalausfall der DE-Bespeisung ohne Einleitung von Notfallmaßnahmen



Fachtag der KTG-Fachgruppen Reaktorsicherheit und Thermo- und Fluidynamik 25./26.09.2003 FZK Karlsruhe

> Präsentationstitel - Datum - Referenz

FRAMATOME ANP

10

Ziel der Notfallmaßnahmen bei auslegungsüberschreitenden Ereignissen

- a) Vermeidung von größeren Schäden am Reaktorkern
- b) Sicherstellung der Funktion der druckführenden Umschließung bei hohem Druck im Primärsystem zur Vermeidung erhöhter Aktivitätsabgabe
- c) Überführung der Anlage in den langfristigen, sicheren ND-Nachkühlbetrieb

Notfallmaßnahmen bei auslegungsüberschreitenden Ereignissen zur Verringerung des Restrisikos

- Sekundärseitige Druckentlastung (SDE) über die FD-Abblaseregelventile mit DE-Bespeisung mittels mobiler Feuerlöschpumpe oder mittels aufgeladenem Speisewasserbehälter (sekundärseitige Notfallmaßnahmen)
- Primärseitige Druckentlastung (PDE) über die Druckhalterventile (Abblase- u. Sicherheitsventile) mit Einspeisung mittels HD-Sicherheitseinspeisepumpen und Druckspeicher (primärseitige Notfallmaßnahmen)

Kriterien und Maßnahmen für die Einleitung der sekundärseitigen Druckentlastung (SDE) gemäß Notfallhandbuch (NHB)

- Abschaltung aller Hauptkühlmittelpumpen von „DE-Füllstand < ca. 4,5 m“ (Verringerung d. Wärmeeintrages) u. Zuschalten der Pumpen des Zusatzboriersystems sowie Durchschaltung der Speisewasserleitung nach Wegsimulation der FD-Leitungsbruchsignale (DAF, Δp)
- Öffnen eines FD-Abblaseregelventiles von
 - „Containmentdruck > 30 mbar“ oder
 - „Kühlmitteldruck > 164 bar“ oder
 - „Kühlmitteltemp. am Reaktoraustritt > 330 °C“ oder
 - „Druckhalter-Füllstand > 8 m“

Analyse zum Anlagenverhalten bei Totalausfall der DE-Bespeisung mit sekundärseitigen Notfallmaßnahmen (SDE)

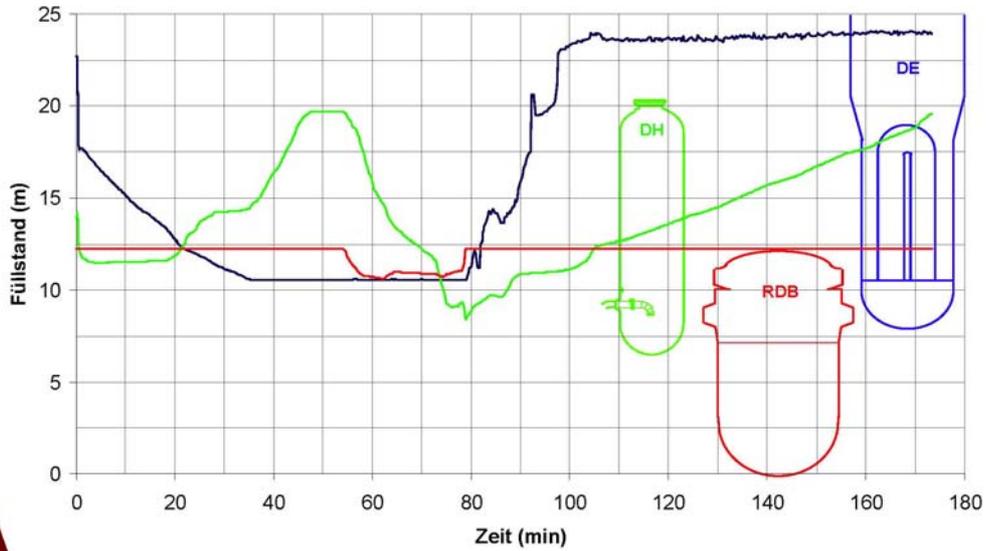
Anfangs-, Randbedingungen und Analysenmethode:
Wie im vorangehenden Fall

Notfallmaßnahmen (manuell):

- Abschaltung aller HKMP 5 min nach Erreichen von „DEF < 4.5 m“
- Zuschalten des Zusatzborierungssystems (4 * 2 kg/s, 7000 ppm) 10 min nach Erreichen von „DEF < 4.5 m“
- Durchschaltung der Speisewasserleitung zum Speisewasserbehälter sowie Wegsimulieren des DAF- und Δp -Signales im Reaktorschutzsystem 15 min nach Erreichen von „DEF < 4.5 m“
- Öffnen 1 von 4 FD-Abblaseregelventilen von den vorher genannten Kriterien, jedoch frühestens 40 min nach Erreichen von „DEF < 4.5 m“

DWR-Anlage mit Vorwärmkammer-Dampferzeuger

Totalausfall der DE-Bespeisung mit sekundärseitigen Notfallmaßnahmen (SDE)

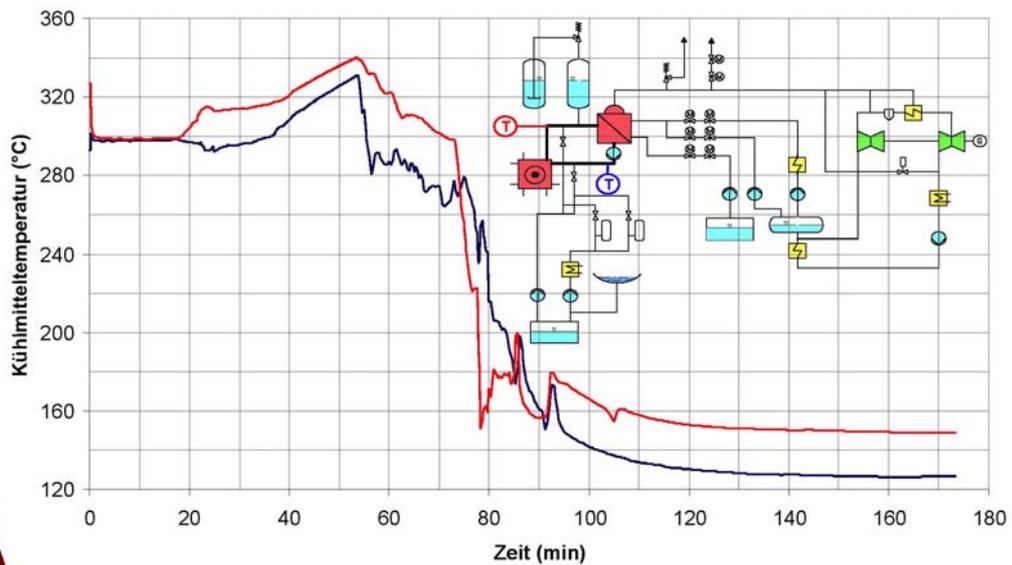


Fachtag der KTG-Fachgruppen Reaktorsicherheit und Thermo- und Fluidynamik 25./26.09.2003 FZK Karlsruhe

> Präsentationstitel - Datum - Referenz

DWR-Anlage mit Vorwärmkammer-Dampferzeuger

Totalausfall der DE-Bespeisung mit sekundärseitigen Notfallmaßnahmen (SDE)

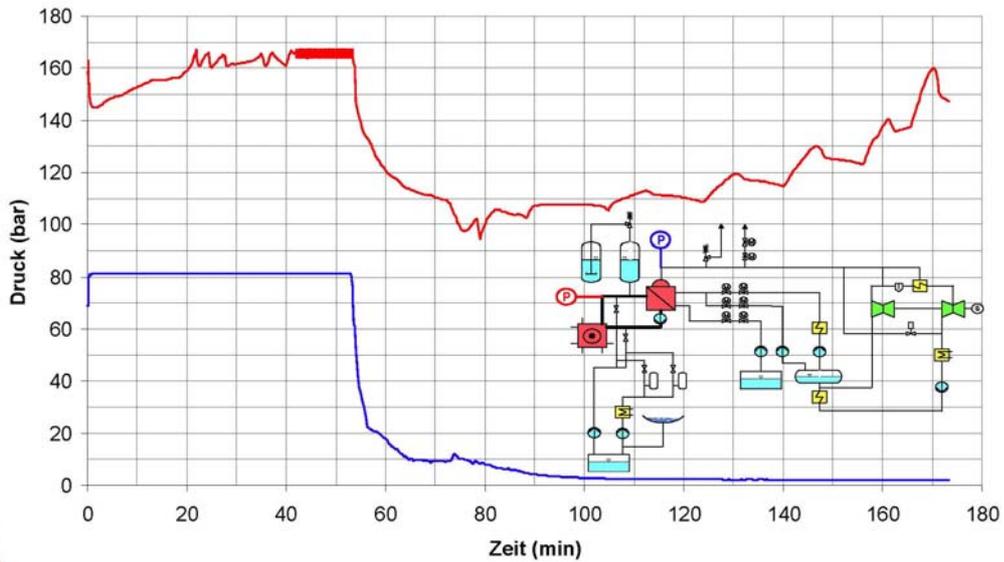


Fachtag der KTG-Fachgruppen Reaktorsicherheit und Thermo- und Fluidynamik 25./26.09.2003 FZK Karlsruhe

> Präsentationstitel - Datum - Referenz

DWR-Anlage mit Vorwärmkammer-Dampferzeuger

Totalausfall der DE-Bespeisung mit sekundärseitigen Notfallmaßnahmen (SDE)



Fachtag der KTG-Fachgruppen Reaktorsicherheit und Thermo- und Fluidynamik 25./26.09.2003 FZK Karlsruhe

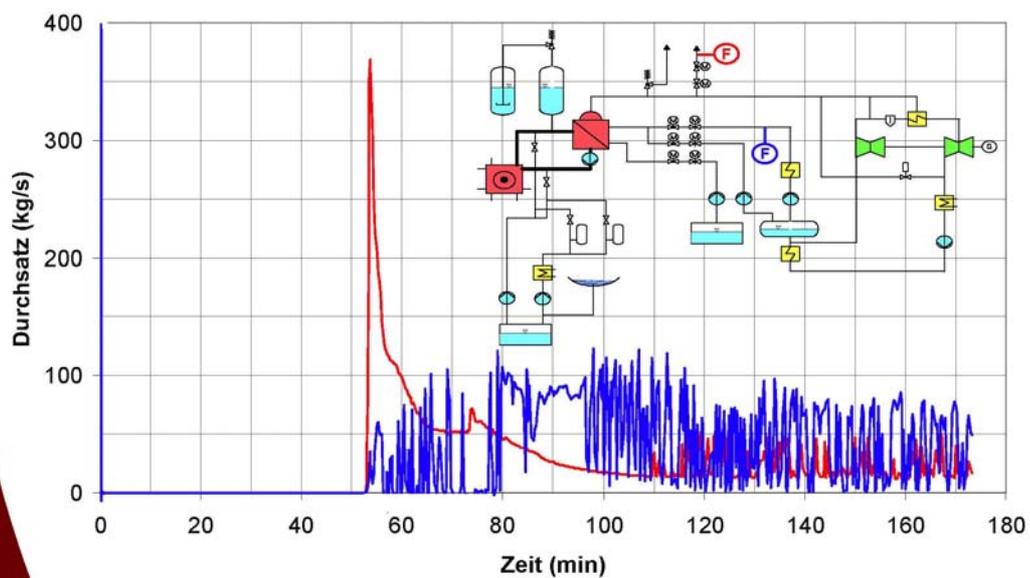
> Präsentationstitel - Datum - Referenz

FRAMATOME ANP

17

DWR-Anlage mit Vorwärmkammer-Dampferzeuger

Totalausfall der DE-Bespeisung mit sekundärseitigen Notfallmaßnahmen (SDE)



Fachtag der KTG-Fachgruppen Reaktorsicherheit und Thermo- und Fluidynamik 25./26.09.2003 FZK Karlsruhe

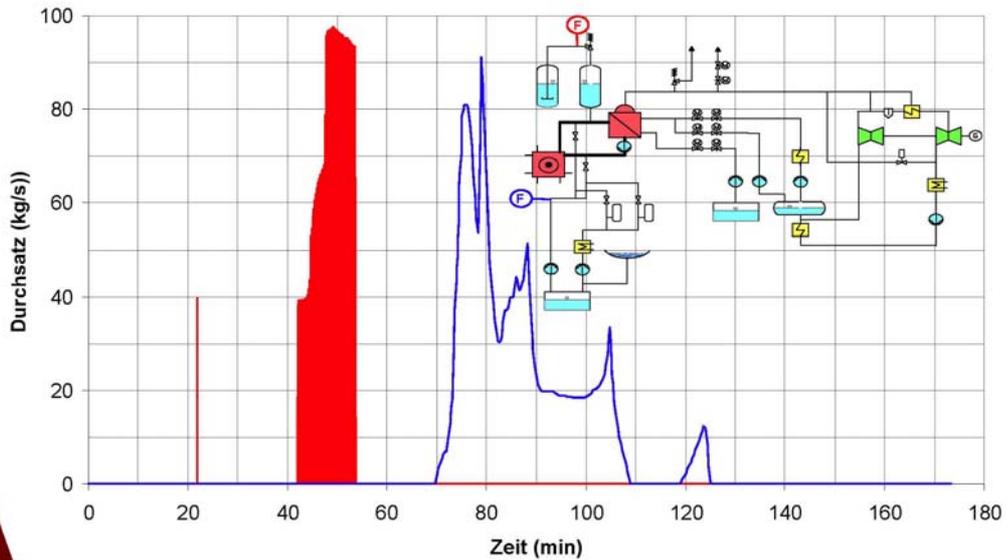
> Präsentationstitel - Datum - Referenz

FRAMATOME ANP

18

DWR-Anlage mit Vorwärmkammer-Dampferzeuger

Totalausfall der DE-Bespeisung mit sekundärseitigen Notfallmaßnahmen (SDE)



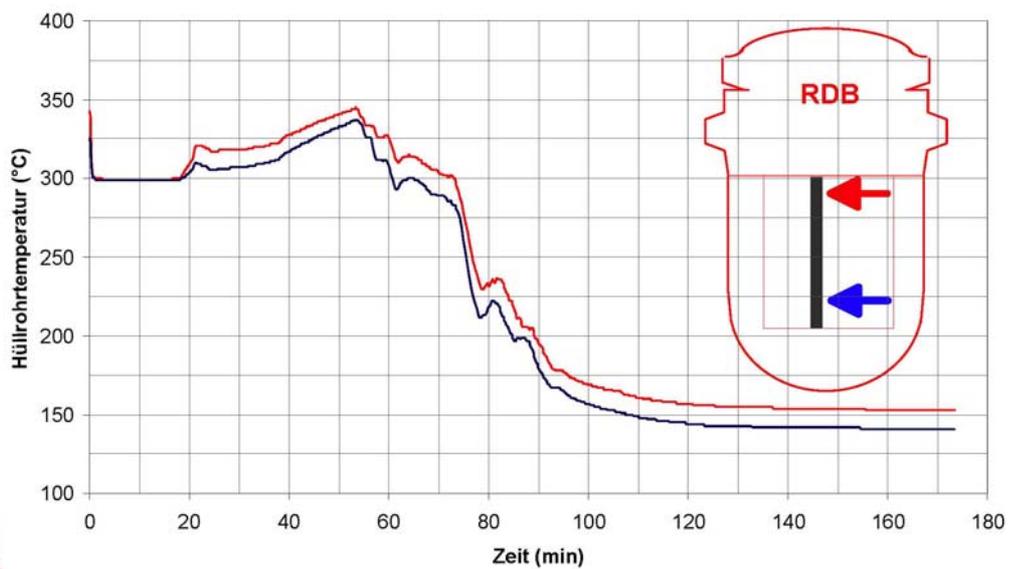
Fachtag der KTG-Fachgruppen Reaktorsicherheit und Thermo- und Fluidynamik 25./26.09.2003 FZK Karlsruhe

> Präsentationstitel - Datum - Referenz



DWR-Anlage mit Vorwärmkammer-Dampferzeuger

Totalausfall der DE-Bespeisung mit sekundärseitigen Notfallmaßnahmen (SDE)



Fachtag der KTG-Fachgruppen Reaktorsicherheit und Thermo- und Fluidynamik 25./26.09.2003 FZK Karlsruhe

> Präsentationstitel - Datum - Referenz



Kriterien und Maßnahmen für die Einleitung der primärseitigen Druckentlastung (PDE) gemäß Notfallhandbuch (NHB)

- Abschaltung aller HKMP von „DE-Füllstand < ca. 4,5 m“
- Öffnen aller Druckhalterventile (1 DH-Abblaseventil und 2 DH Sicherheitsventile) mit nachfolgender Einspeisung durch die HD-Sicherheitseinspeisepumpen (nicht beim Station black out) und Druckspeicher von den Kriterien:

Füllstand im Reaktordruckbehälter (RDB) < MIN 3

oder

Brennelement-Austrittstemperatur (BAT) > 400 °C

Analyse zum Anlagenverhalten bei Totalausfall der DE-Bespeisung mit primärseitigen Notfallmaßnahmen (PDE)

Anfangs-, Randbedingungen und Analysenmethode:

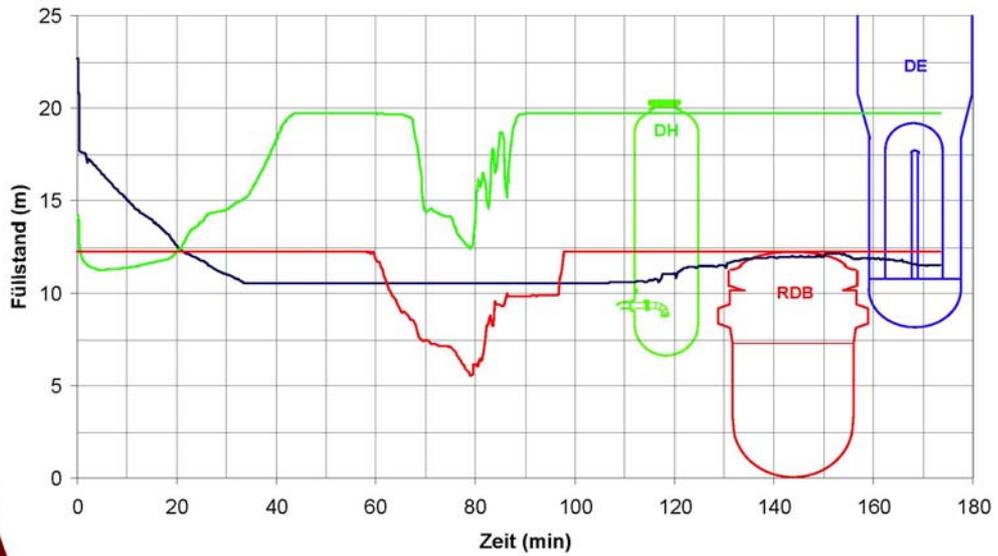
Wie in den vorangehenden Fällen

Notfallmaßnahmen (manuell):

- Abschaltung aller HKMP 5 min nach Erreichen von „DEF < 4.5 m“
- Öffnen aller Druckhalter-Ventile (1 DH-Abblaseventil und 2 DH-Sicherheitsventile) nach Erreichen des Grenzwertes „RDB-Füllstand < MIN 3 (ca. 8.5 m)“ (1. Kriterium).
Das 2. Kriterium wäre „BE-Austrittstemperatur (BAT) > 400 °C“

DWR-Anlage mit Vorwärmkammer-Dampferzeuger

Totalausfall der DE-Bespeisung mit primärseitigen Notfallmaßnahmen (PDE)

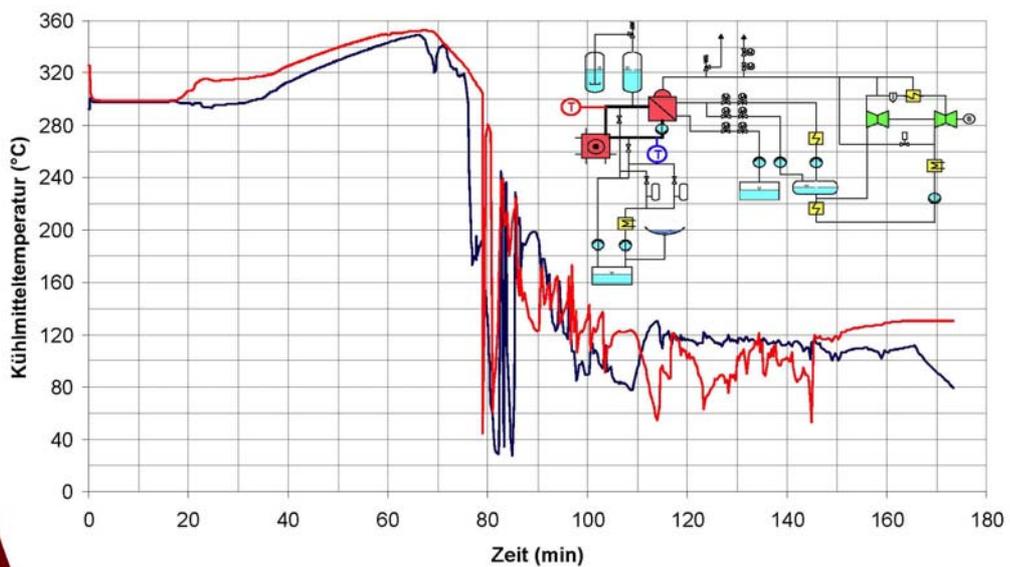


Fachtag der KTG-Fachgruppen Reaktorsicherheit und Thermo- und Fluidynamik 25./26.09.2003 FZK Karlsruhe

> Präsentationstitel - Datum - Referenz

DWR-Anlage mit Vorwärmkammer-Dampferzeuger

Totalausfall der DE-Bespeisung mit primärseitigen Notfallmaßnahmen (PDE)

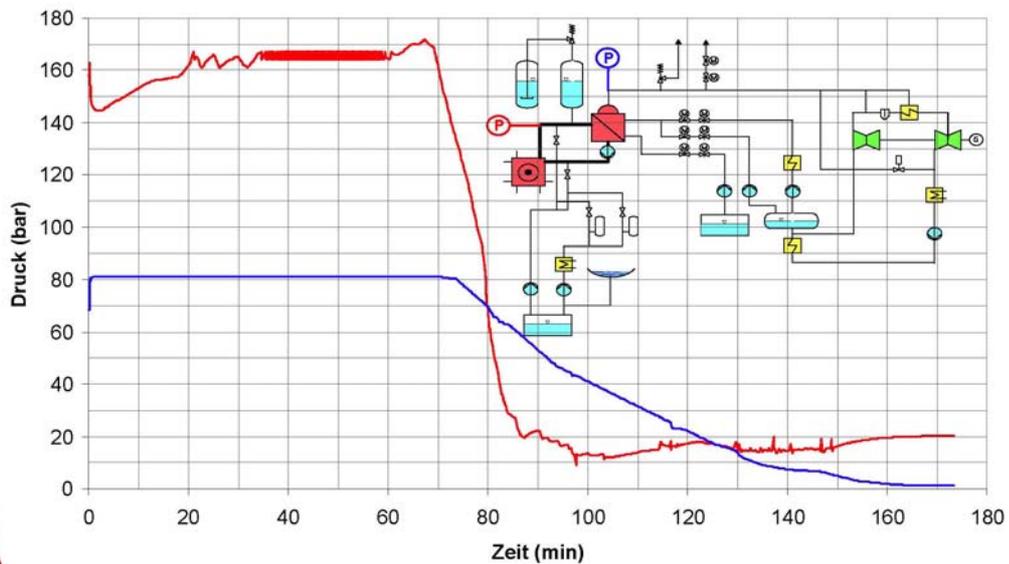


Fachtag der KTG-Fachgruppen Reaktorsicherheit und Thermo- und Fluidynamik 25./26.09.2003 FZK Karlsruhe

> Präsentationstitel - Datum - Referenz

DWR-Anlage mit Vorwärmkammer-Dampferzeuger

Totalausfall der DE-Bespeisung mit primärseitigen Notfallmaßnahmen (PDE)



Fachtag der KTG-Fachgruppen Reaktorsicherheit und Thermo- und Fluidynamik 25./26.09.2003 FZK Karlsruhe

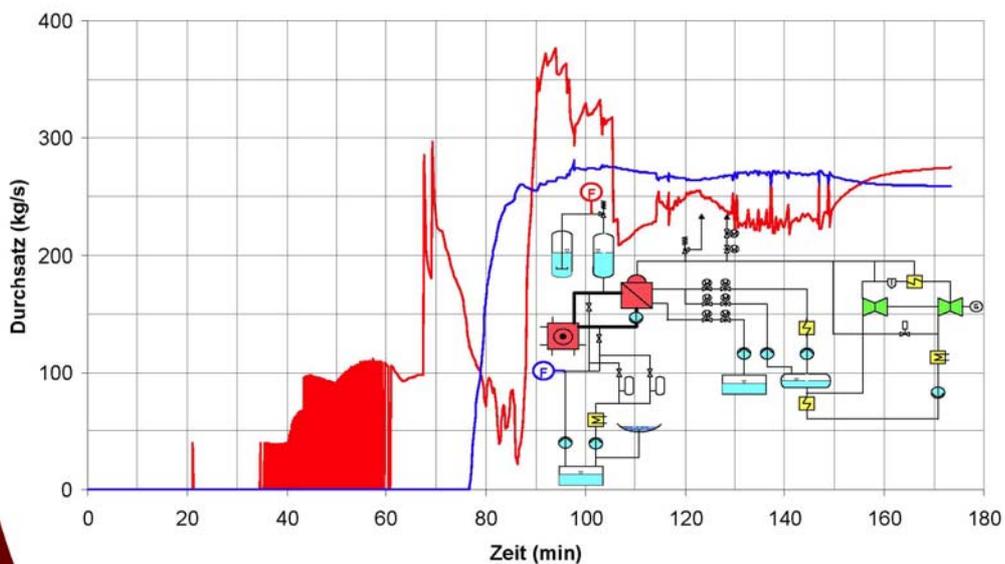
> Präsentationstitel - Datum - Referenz

FRAMATOME ANP

25

DWR-Anlage mit Vorwärmkammer-Dampferzeuger

Totalausfall der DE-Bespeisung mit primärseitigen Notfallmaßnahmen (PDE)



Fachtag der KTG-Fachgruppen Reaktorsicherheit und Thermo- und Fluidynamik 25./26.09.2003 FZK Karlsruhe

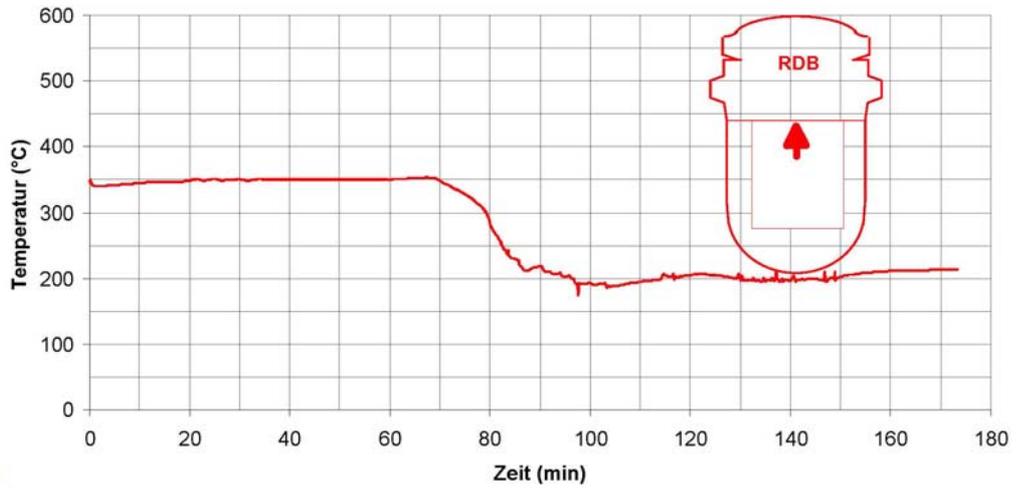
> Präsentationstitel - Datum - Referenz

FRAMATOME ANP

26

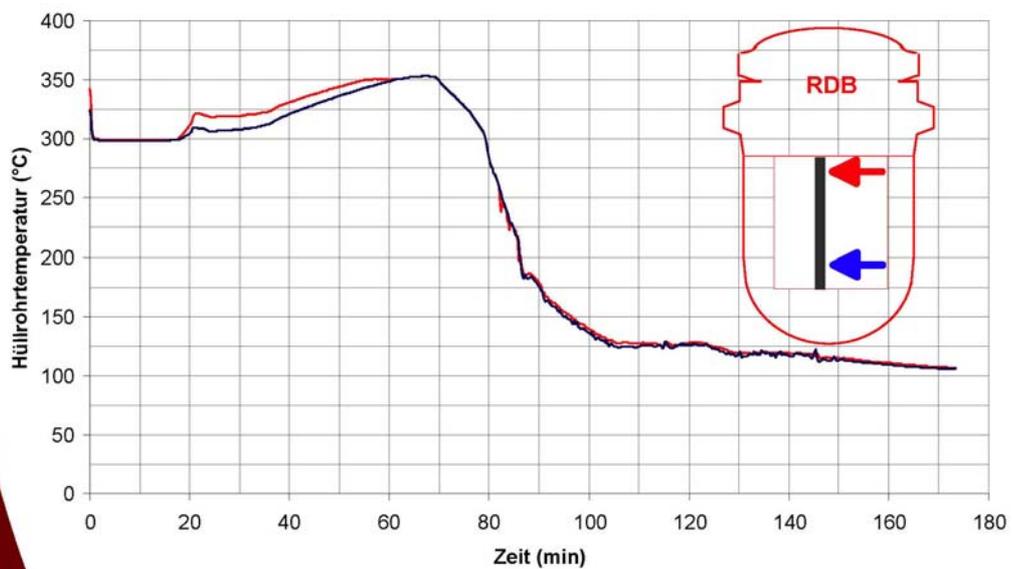
DWR-Anlage mit Vorwärmkammer-Dampferzeuger

Totalausfall der DE-Bespeisung mit primärseitigen Notfallmaßnahmen (PDE)



DWR-Anlage mit Vorwärmkammer-Dampferzeuger

Totalausfall der DE-Bespeisung mit primärseitigen Notfallmaßnahmen (PDE)



Zusammenfassung

- > *Mit den heutigen Analysemethoden lässt sich das Anlagenverhalten bei auslegungsüberschreitenden Ereignissen zuverlässig berechnen! Die Analysemethoden sind durch Nachrechnungen von PKL-Versuchen untermauert.*
- > *Damit können die erforderlichen Karenzzeiten zur Einleitung von Notfallmaßnahmen exakter bestimmt und die Wirksamkeit der vorgesehenen Notfallmaßnahmen überprüft werden.*
- > *Die Analysen zeigen, dass durch die Nutzung der in den Anlagen vorhandenen Reserven auch die Beherrschung auslegungsüberschreitender Ereignisse bei geeigneten Notfallmaßnahmen möglich ist.*

Sitzung A2
Ablauf bei Gefährdungszuständen

**Präventive Notfallmaßnahmen und
Implementierungsstand - DWR**

**W. Schwarz
GKN**



***Präventive
Notfallmaßnahmen
bei einem DWR
am Beispiel GKN***

*Wolfgang Schwarz
(Gemeinschaftskernkraftwerk Neckar GmbH, Neckarwestheim)*

Notfallmaßnahmen bei einem DWR am Beispiel GKN

1. Reihenschaltung ND-HD-Notkühleinspeisesystem
2. Sekundärseitige Druckentlastung und Bespeisung
3. Primärseitige Druckentlastung und Bespeisung
4. Ersatzstromversorgung

25.11.2018/ZS-awz/jk



**Präventive Notfallmaßnahmen und
Implementierungsstand**

Karlsruhe
25.09.2003

1

Reihenschaltung ND-HD-Notkühleinspeisesystem

Zweck:

Erhöhung des Einspeisedrucks für die Rückspeisung des Sumpfwassers durch die Notkühlsysteme

Hintergrund:

Ausfall Abfahren mit 100 K/h und damit Sättigungsdruck im Primärkreis > 10 bar

Ausführung:

Verbindungsleitung von Druckseite ND-Einspeisestrang auf Saugseite HD-Einspeisestrang

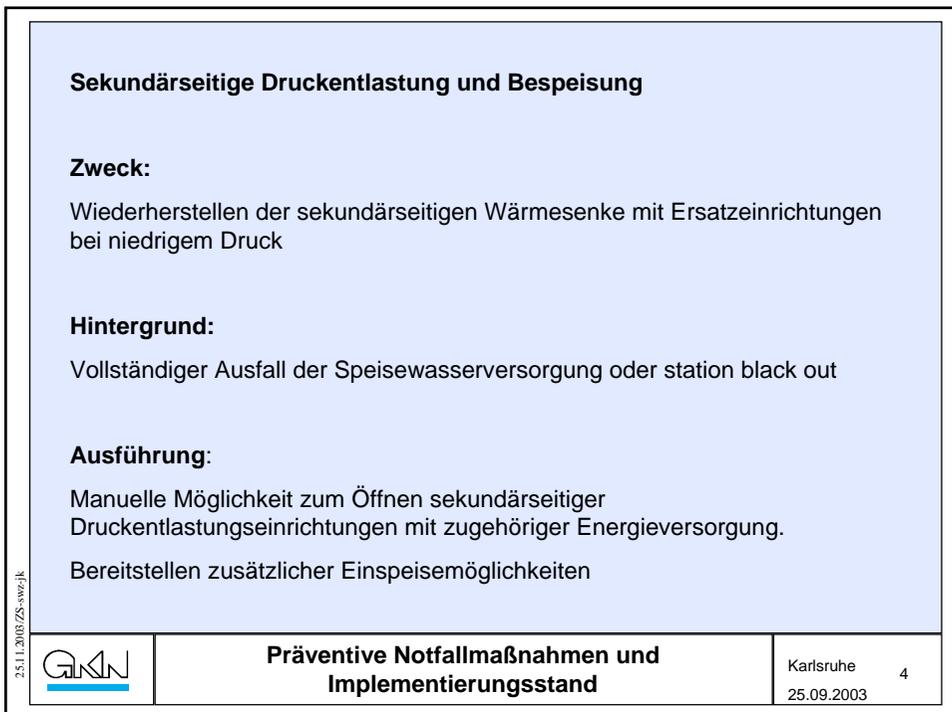
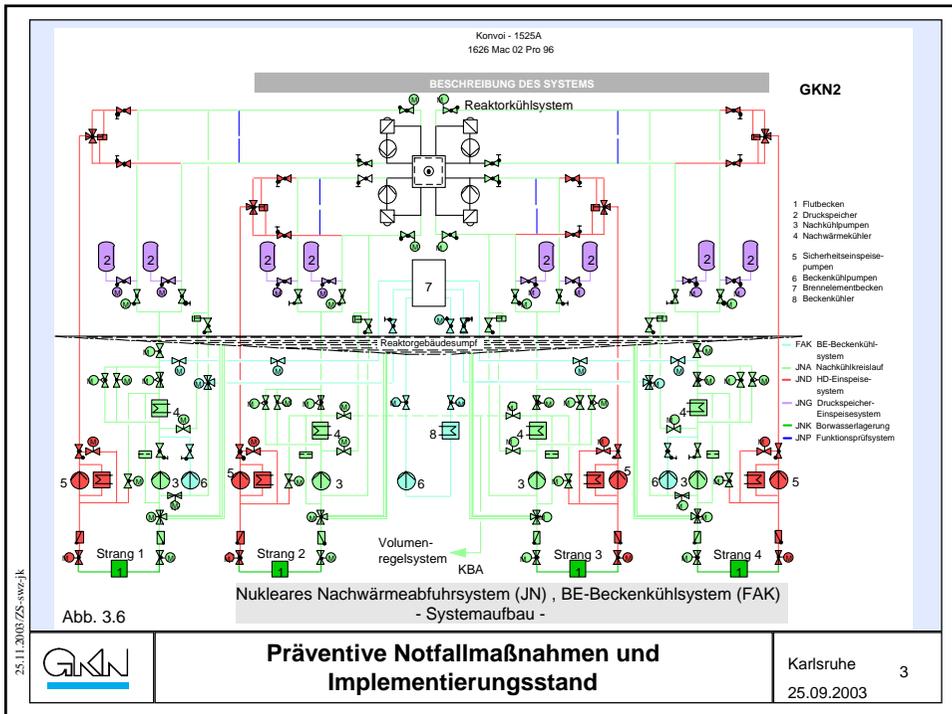
25.11.2018/ZS-awz/jk

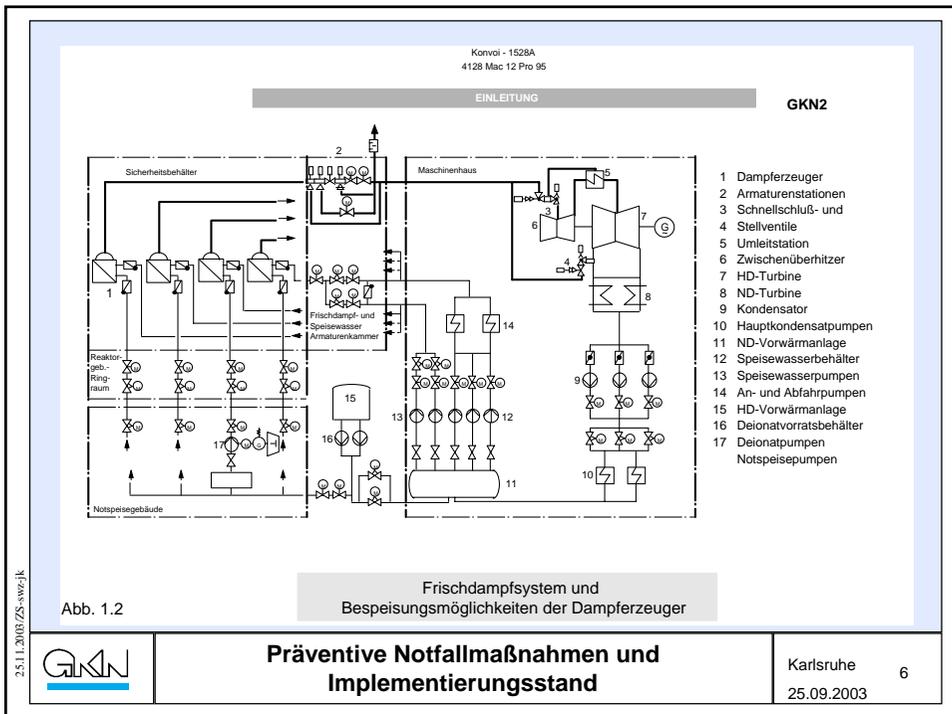
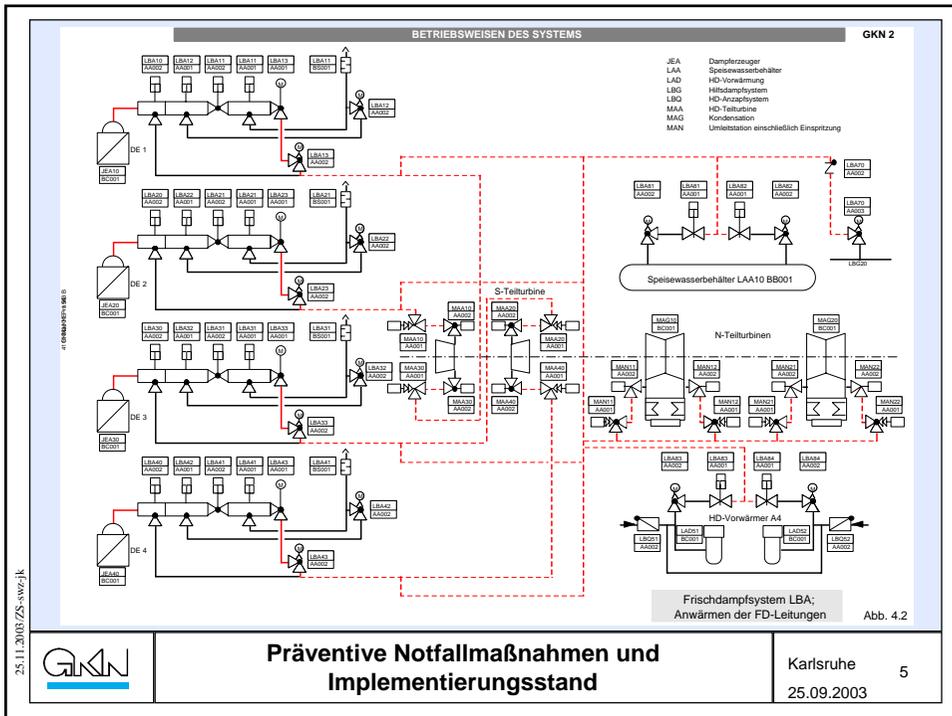


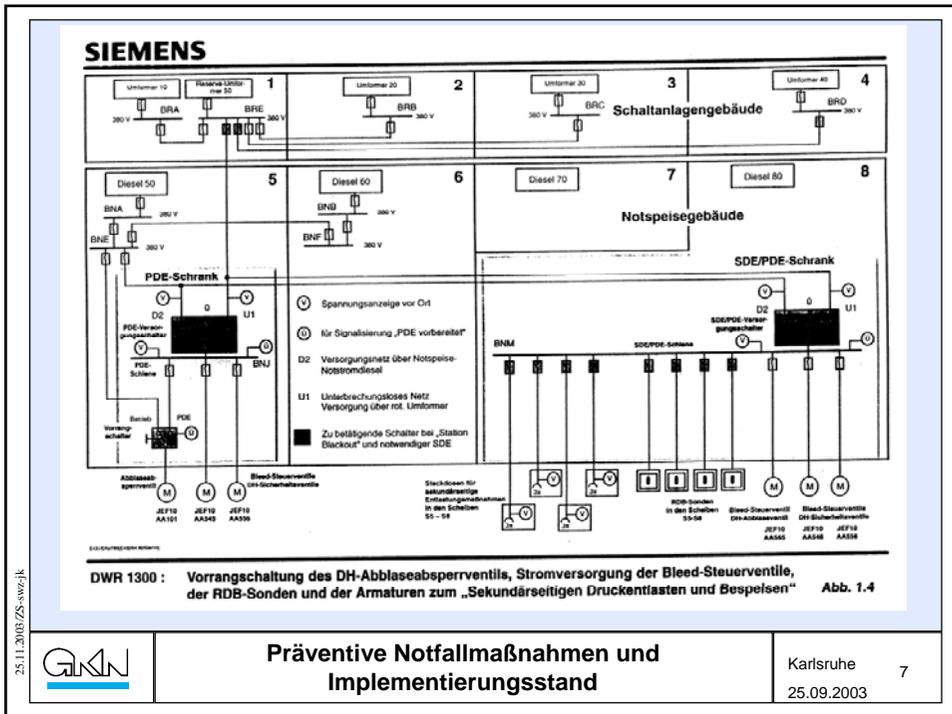
**Präventive Notfallmaßnahmen und
Implementierungsstand**

Karlsruhe
25.09.2003

2





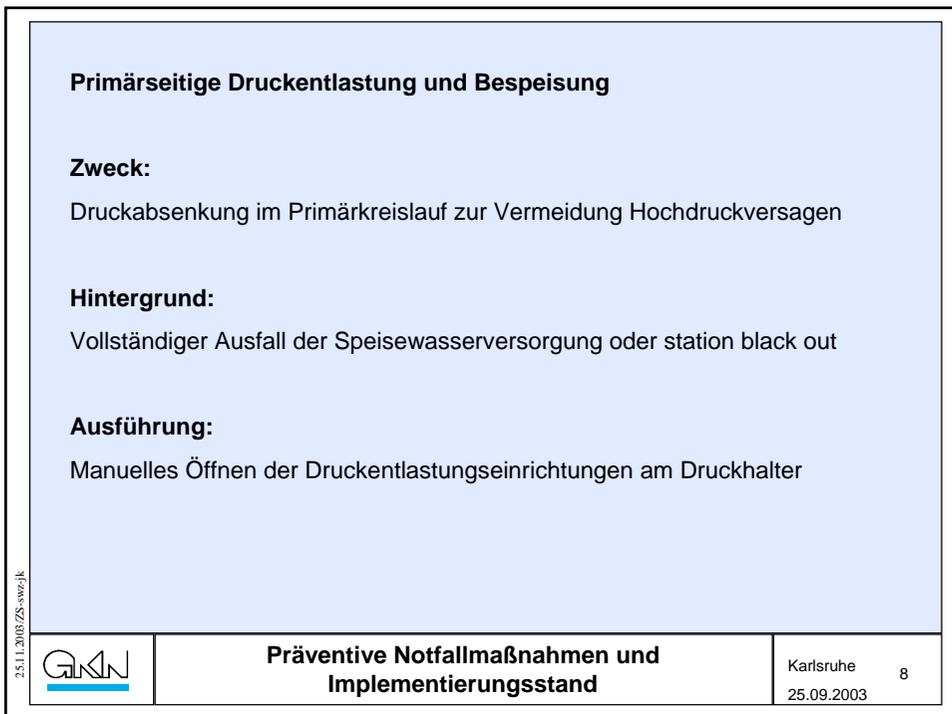


25.11.2018/ZS-sww/jk



Präventive Notfallmaßnahmen und Implementierungsstand

Karlsruhe
25.09.2003
7

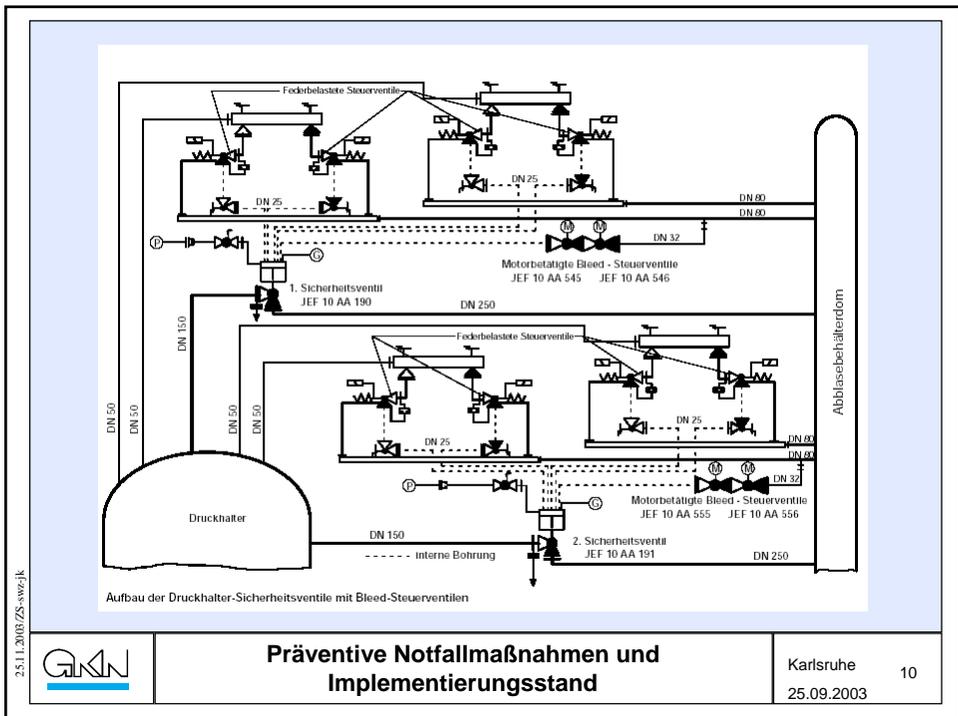
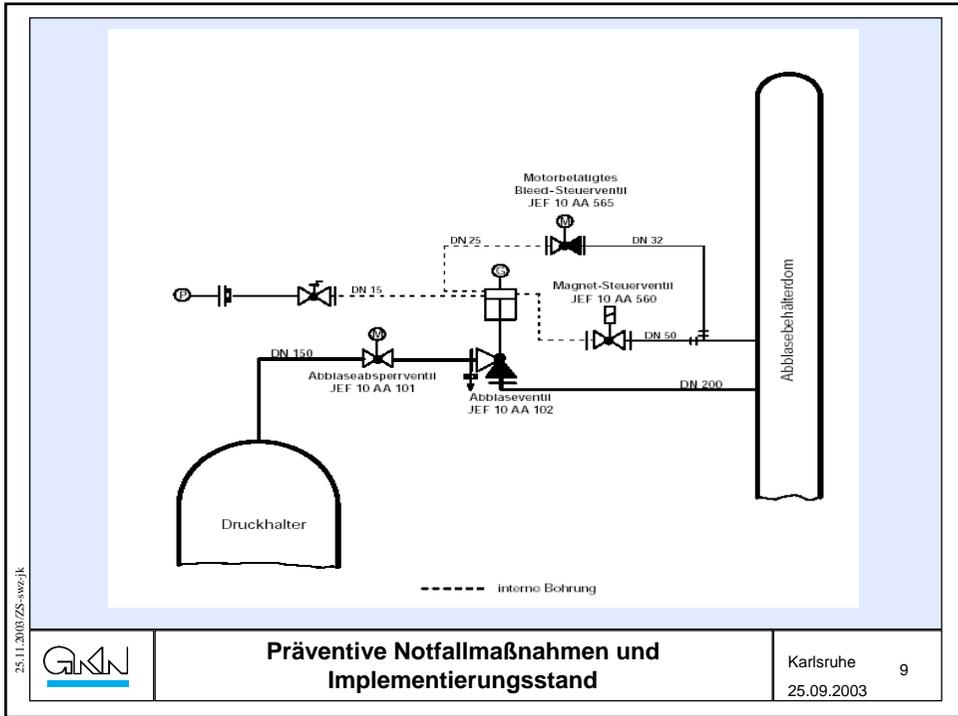


25.11.2018/ZS-sww/jk



Präventive Notfallmaßnahmen und Implementierungsstand

Karlsruhe
25.09.2003
8



Ersatzstromversorgung

Zweck:

Ersatzversorgung der Notstromschienen

Hintergrund:

Ausfall der Netzversorgung

Ausführung:

Bereitstellen und Aufschalten einer unabhängigen Stromversorgung

25.11.2018/ZS-svw/jk



**Präventive Notfallmaßnahmen und
Implementierungsstand**

Karlsruhe 11
25.09.2003

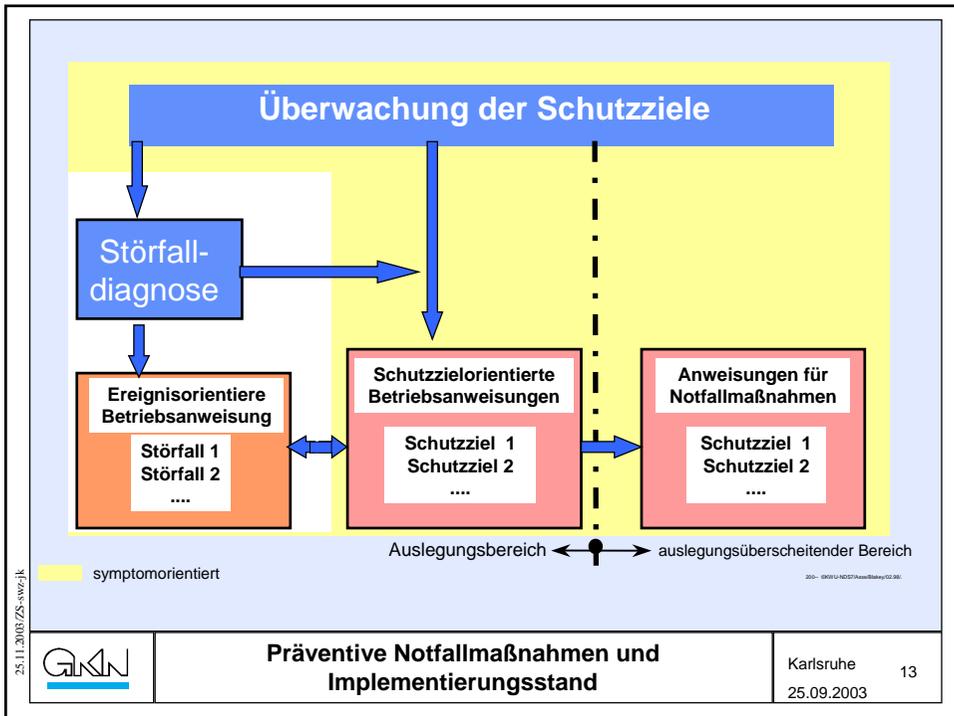
1	Teil 0 - 1	Inhalt
2	Teil 1 - 1	Notfallschutzorganisation
3	Teil 1 - 2	Alarmierungsliste ESK und Schichtleiter
4	Teil 1 - 3	Lageberichte
5	Teil 2 - 2.2.1	Primärseitiges Druckentlasten und Bespeisen
6	Teil 2 - 2.4.1	Sekundärseitiges Druckentlasten und Bespeisen
7	Teil 2 - 3.1.2	Hochsetzen der DE-Druckabsicherung
8	Teil 2 - 3.2.1	Gefilterte Druckentlastung des RSB in die Atmosphäre
9	Teil 2 - 3.2.2	Probenahme aus dem RSB
10	Teil 2 - 4	Ersatz-Stromversorgung
11	Teil 2 - 5.1	Zuluftfilterung Hauptwarte - Überdruckhaltung -

25.11.2018/ZS-svw/jk



**Präventive Notfallmaßnahmen und
Implementierungsstand**

Karlsruhe 12
25.09.2003



Präventive Notfallmaßnahmen und Implementierungsstand

Karlsruhe 13
25.09.2003

Sitzung A2
Ablauf bei Gefährdungszuständen

**Präventive Notfallmaßnahmen und
Implementierungsstand - SWR**

**H. Ohlmeyer/Vattenfall
H. Förster/RWE**

Präventive Notfallmaßnahmen und Implementierungsstand bei SWR-Anlagen

H. Ohlmeyer/VE-HEW; H. Förster/RWE-Energie

KTG-Fachtagung:

Fortschritte bei der Beherrschung und Begrenzung der Folgen auslegungsüberschreitender Ereignisse

Karlsruhe 25./26. September 2003

Zusammenfassung

Der nachfolgende Vortrag zeigt in Überblicksform den momentanen Implementierungsstand für die präventiven Notfallmaßnahmen in den Deutschen SWR-Anlagen. Hierbei muss darauf hingewiesen werden, dass aufgrund der anlagenspezifischen Unterschiede und der länderspezifischen Aufsichtsverfahren heute Unterschiede in der Struktur der Notfallhandbücher sowie in der Anzahl der spezifizierten Notfallmaßnahmen existieren. Dies gilt insbesondere für die Einspeisung von Kühlmittel in den RDB, da dies der Ausgangspunkt für die Entwicklung der Maßnahmen Ende der 80er Jahre war. Einzelne Maßnahmen, die eindeutig auslegungsüberschreitenden Charakter haben, finden sich teilweise in den „schutzzielorientierten BHB's“. Generell ist jedoch festzustellen, dass bezüglich der relevanten Schutzfunktionen „Kernkühlung“ und „Druckführung RDB“ ein nahezu identischer Implementierungsstand erreicht ist.

Aufgrund der Durchführung und Begutachtung der anlagenspezifischen PSA's wurden in den letzten Jahren in einzelnen Anlagen noch spezielle Notfallprozeduren ergänzt, die als anlagenspezifische Optimierungen der Maßnahmen in der Sicherheitsebene 4 anzusehen sind.

Weitere Verbesserungen sind nur durch die gezielte Bewertung der Maßnahmen in den anlagenspezifischen PSA's möglich.

Was sind eigentlich Notfallmaßnahmen?

- Maßnahmen zur Beherrschung von Störfällen im auslegungsüberschreitenden Bereich
- Maßnahmen somit außerhalb der erforderlichen Schadensvorsorge gemäß AtG?
- Verfahrenspraxis hat gezeigt, dass dies unterschiedlich gehandhabt wurde
- Bei SWR-Anlagen sind einzelne Maßnahmen dem BHB zugeordnet, obwohl eindeutig auslegungsüberschreitend

September 2003

Seite 3

Historie zur Entwicklung der Notfallhandbücher

- Diskussion wurde nach der Katastrophe in Tschernobyl ausgelöst
- Im Norden Deutschlands zusätzlich durch das so genannte „3 Stunden Gutachten“
- Entwicklung des grundlegenden Konzeptes durch eine VGB-Arbeitsgruppe
- Wesentlich höherer Detaillierungsgrad als im BHB
- Unterteilung der Arbeiten in Einzelblöcke, Angabe von Wirksamkeiten, Personalbedarf und -qualifizierung sowie der Arbeitsorte
- Ergänzung von Fotografien und Gebäudeauszügen, um Zeitbedarf und Fehlerquote zu minimieren
- Heute liegen für alle SWR-Anlagen Notfallhandbücher vor, Abweichungen größtenteils durch die anlagenspezifischen Unterschiede bedingt

September 2003

Seite 4

Zuordnung von Maßnahmen zu Schutzfunktionen



September 2003

Seite 5

Schutzfunktion: Kernkühlung

Maßnahme

- HD-Einspeisung in RDB
 - Reaktivierung RL-Pumpen (Brückung Schutz-Aus Niveau Speisewasserbehälter)
 - Verstärkte Einspeisung mit YT-System
 - Verstärkte Einspeisung mit TE-System
- MD-Einspeisung in RDB
 - Quereinspeisung mit RM-System
- ND-Einspeisung in RDB
 - Einspeisen mit Dampfdruck Speisewasserbehälter
 - Einspeisen mit Koka-Entleerungspumpe
 - Nebenkühlwassereinspeisung mit VE
 - Einspeisung mit Feuerlöschpumpe
 - Einspeisen mit TH-Primärfüllpumpen

September 2003

Seite 6

Reaktivitätskontrolle

- Keine Maßnahmen im Notfallhandbuch spezifiziert
- Vergiftungssystem wird für die Beherrschung von Störfällen im Auslegungsbereich nicht benötigt
- System ist in der Lage, innerhalb weniger Minuten den Reaktor abzuschalten
- Das Speichervermögen der Koka ist > 5 Vollastminuten
- System somit zur Beherrschung von hypothetischen Reaktivitätstransienten geeignet
- Ergebnisse von PSA haben gezeigt, dass schnell ablaufende Transienten den Sicherheitsgewinn begrenzen (KKB, KKK ca. Faktor 2,5)
- Weitere Reduktion durch Detailanalysen zur Wirksamkeit der Reaktorabschaltung möglich

September 2003

Seite 7

Druckführung RDB

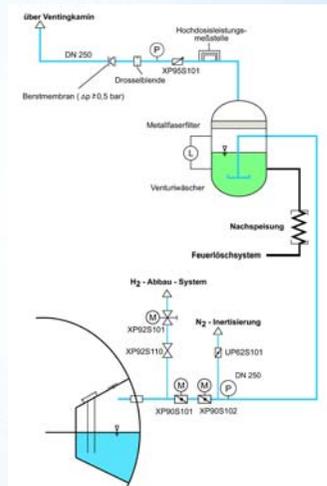
- SWR-Anlagen verfügen über hochredundantes Druckbegrenzungssystem (1v7, 1v8, 1v11)
- Diskussion über GVA an S+E-Ventilen führte zur Nachrüstung einer Notdruckbegrenzung
- Nachgerüstet wurden Motorarmaturen (Anzahl und Größe anlagenspezifisch), die bei der auslegungsbestimmenden Drucktransiente (Ausfall Hauptwärme-senke) den Druck ausreichend wirksam begrenzen
- Hochdrucknachspeisesysteme können den Füllstand im RDB halten (Funktionsnachweise Schieber, Pumpen)
- System in allen SWR-Anlagen nachgerüstet

September 2003

Seite 8

SHB-Druckentlastung

- Aufgrund der RSK-Empfehlung haben alle SWR-Anlagen ein SHB-Druckentlastungssystem mit Venturi-Wäscher nachgerüstet
- Unterschiede in Aufstellungsart und bei Inbetriebnahme
- Im Norden und in Baden-Württemberg Entscheidung des Krisenstableiter
- In Bayern Entscheidung der Aufsichtsbehörde
- Keine Unterschiede zwischen den Anlagen in der Auslegung des Systems



September 2003

Seite 9

A VATTENFALL COMPANY

HAMBURGISCHE ELECTRICITÄTS-WERKE AG

HEW

Netzrückschaltung nach Station-Blackout

- Im Falle eines Station-Blackout versorgen die Batterien für mindestens 2 Stunden das Reaktorschutzsystem
- In dieser Zeit bespeist das dampfgetriebene Hochdruckeinspeisesystem TJ den RDB, Koka-Kühlung nicht verfügbar
- Benötigt wird danach 1 von 4 Notstromschienen
- Hierfür sind umfangreiche Schaltmaßnahmen notwendig, da die Transformatoren Hilfsaggregate für die Kühlung benötigen und die Schalter eine Schaltspannung
- Spezifiziert wurden insgesamt ca. 40 Anweisungsblöcke (KKB)
- Einfachste Methode ist das Starten des Schwarzstartdiesels und die Versorgung des UNS hierüber

September 2003

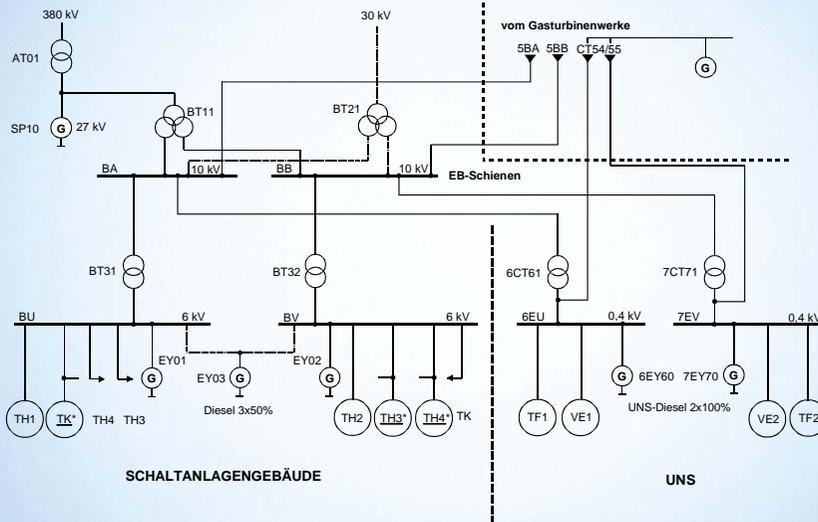
Seite 10

A VATTENFALL COMPANY

HAMBURGISCHE ELECTRICITÄTS-WERKE AG

HEW

Schematische Darstellung Eigenbedarf und Notstromversorgung KKB



September 2003

Seite 11

A VATTENFALL COMPANY

HAMBURGISCHE ELECTRICITÄTS-WERKE AG

HEW

Lagerbeckenkühlung nach Rohrbruch

- Bruch einer Lagerbeckenkühlleitung in Beckennähe führt zur Unterbrechung der Kühlung
- Karenzzeiten je nach Belegung im Bereich > 10 h bis Tage
- Durch Setzen vorbereiteter Stopfen wird Leck abgedichtet
- Kühlung anschließend durch zyklisches Ablassen von Wasser in die Koka und Zuspumpung wieder ins Becken ($T > 60^{\circ}\text{C}$)
- Überlaufkühlung und Rückspeisung im SHB-Koka ebenfalls möglich (KKK)
- Ergänzung verdampfenden Wassers durch Feuerlöschsystem als backup möglich

September 2003

Seite 12

A VATTENFALL COMPANY

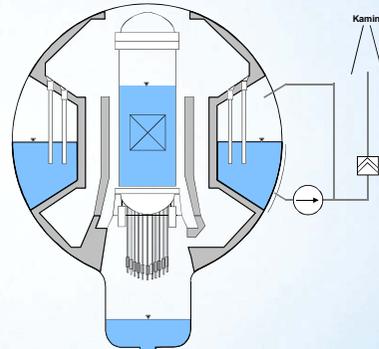
HAMBURGISCHE ELECTRICITÄTS-WERKE AG

HEW

„Diverse“ Notfallmaßnahmen SWR

Umschaltung der Ringspaltabsaugung

- Nach einem KMV-Störfall wird in das Lining eindringende Leckluft in den SHB gefördert (Verhinderung Aktivitätsfreisetzung ins Reaktorgebäude)
- Zur Verlangsamung des O₂-Anstieges im SHB wird Unterdruck von -10 mbar auf -2 mbar reduziert
- Bei O₂-Gehalt > 4% wird wieder auf Kamin umgeschaltet
- Bei O₂-Gehalt > 4% und hoher Aktivität am SHB wird Anlage abgeschaltet und auf Betriebs- oder Bedarfsfilteranlage umgeschaltet



September 2003

Seite 13

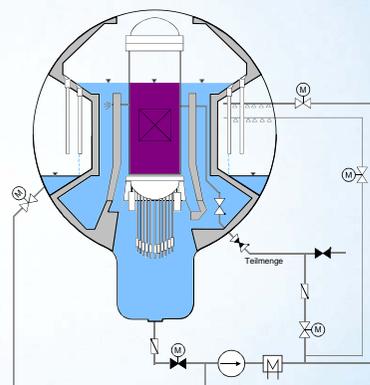
A VATTENFALL COMPANY

HAMBURGISCHE ELECTRICITÄTS-WERKE AG

HEW

Überlaufkühlung KKB

- Volumen Druckkammer bis innere Kondrohrreihe kleiner als Wasservolumen Koka
- Rückförderung aus SHB-Sumpf nicht notwendig
- Wasser läuft in Koka zurück, bevor Saugsiebe freigelegt werden
- Passive Außenkühlung des RDB, keine Dampfreisetzung bei Speisewasserleitungslecks
- Nachweise ins Aufsichtsverfahren eingebracht
 - Volumennachweis
 - Festigungsnachweis SHB (FE-Modell)
 - Experimentelle Nachweise zur Funktionsfähigkeit der Systeme bei Minimalfüllstand Koka



Prinzip "Überlaufkühlung"

September 2003

Seite 14

A VATTENFALL COMPANY

HAMBURGISCHE ELECTRICITÄTS-WERKE AG

HEW

Filtration der Wartenzuluft

- Diskussion nach Tschernobyl-Unfall hinsichtlich Begehbarkeit einzelner Anlagenbereiche
- Von Betreiberseite wurden die Hauptwarten als Krisenstabzentralen ausgestattet (auch für schwere Störfälle)
- Die meisten Anlagen haben mobile Einrichtungen, die kurzfristig verfügbar sind
- Vor Druckentlastung des SHB Inbetriebnahme der Filteranlage um Strahlenbelastung des Personals stark zu reduzieren

September 2003

Seite 15

Zusammenfassung

- Alle SWR-Anlagen haben zahlreiche präventive Notfallmaßnahmen spezifiziert
- In den anlagenspezifischen PSA wurden Notfallmaßnahmen teilweise berücksichtigt (KKB, KKK, KGG), bei nächster PSÜ für alle beabsichtigt
- Ausreichendes Sicherheitsniveau für alle Anlagen ausgewiesen
- Weitere Optimierung nur auf der Basis von PSA um unnütze Redundanzen zu vermeiden

September 2003

Seite 16

HEW

...dankt für Ihre Aufmerksamkeit.

Sitzung A2
Ablauf bei Gefährdungszuständen

**Vermeidung und Reduzierung von
Kernschadenszuständen durch
Notfallmaßnahmen
KKP1, KKP2**

**W. Kircher, J.B. Singh
KKP**

PSA mit Notfallmaßnahmen Kernkraftwerk Philippsburg

H. Kircher, H. Singh / KKP-SZ

PSA mit Notfallmaßnahmen Kernkraftwerk Philippsburg 1

H. Kircher / KKP-SZ

Vorgehensweise

- Auswahl der zu berücksichtigenden Notfallmaßnahmen hinsichtlich:
 - Beitrag der Ereignisabläufe zur Häufigkeit des Gefährdungszustands
 - Eignung der im NHB aufgeführten Notfallmaßnahmen zur Beherrschung von Ereignisabläufen
- Einbinden der Notfallmaßnahmen in die Ereignisabläufe der PSA
- Bewertung der Personalhandlungen mittels der von Swain entwickelten THERP-Methode (Technique for Human Error Rate Prediction)

Berücksichtigte Notfallmaßnahmen

- (1) Bespeisen auf Dauer mit USUS
- (2) Rückfördern aus dem Reaktorgebäudesumpf in die Kondensationskammer
- (3) Reaktordruckbehälter-Bespeisung aus Reaktorgebäudesumpf
- (4) *Rückschalten der Hauptwärmesenke*
Dies ist eine betriebliche Maßnahme, die als Notfallmaßnahme berücksichtigt ist. Bei der nächsten Überarbeitung der PSA wird diese Maßnahme für die Bewertung der Gefährdungszustände herangezogen.

Zuordnung der zustandsorientierten bzw. Notfallmaßnahmen zu den Ereignisabläufen

Auslösendes Ereignis		BU	TZ	RDB	TZ-KOKA	RÜCK	HWS
K1	Großes Leck						
K2	Mittleres Leck	x					
K3	Kleines Leck	x					
K3.1	Bruch Standrohr im SHB, Kleines Leck	x					
K4	RDB-Boden-Leck	x					
L1	FD-Leitungsbruch außerh. SHB	x					
L2_NTF	Bruch an der KoKa außerh. SHB (nicht TH10/20)	x	x				
L2_TF	Bruch an der KoKa außerh. SHB (TH10/20)	x	x				
L3	Leck NKW -Leitung	x					
L4	SPW -Leitungsleck	x					
L5.1	Reaktorwasserleitungsleck (zw. TC01S101/102)	x			x		
L5.2	Reaktorwasserleitungsleck (zw. TC01S101/102 und TC11/21S104)	x			x		
L5.3	Reaktorwasserleitungsleck (hinter TC11/21S104)	x			x		
L5.4	Reaktorwasserleitungsleck (hinter TC12/22S101)	x			x		
L6	Leck RA06 außerh. SHB						
L7	Kleines Leck außerh. SHB	x					
L8	Bruch TJ-Zudampfleitung						
T1.1	Ausfall Hauptwärmesenke (vorh. Speisewasserversorgung)	x					x
T1.2	Ausfall Hauptwärmesenke (ohne Speisewasserversorgung)	x					
T1.3	Fehlschließen eines FD-ISO-Ventils	x					x
T2	Notstromfall	x					
T3	Ausfall Speisewasser	x					
T4	Fehlöffnen Turbinen/Umlleitventile	x					
T5	Offenbleiben eines S/E-Ventils	x					
T6/T6.1	Ausfall Schnellabschaltsystem						
T7	Überspeisungstransiente (SPW)	x					

BU: Bespeisen auf Dauer mit USUS, TZ_RDB: RDB-Bespeisen aus RG-Sumpf, TZ_KOKA: Rückfördern aus RG-Sumpf in KOKA, RÜCK_HWS: Rückschalten der Hauptwärmesenke

Bespeisen auf Dauer mit USUS

- Einspeisung von Brunnen- oder Nebenkühlwasser mit dem USUS in den RDB nach Versagen des Durchdringungsabschlusses der Frischdampfleitungen und (Folge-)Leck in den Frischdampfleitungen im Reaktorgebäude
- Handlungsanweisungen im Notfallhandbuch
- Inbetriebnahme erfolgt von Hand von der USUS-Warte.
- Bei Kühlmittelverluststörfällen (KMV) wird die Wegsimulation des Reaktorschutzsignals „SHB-Druck > 0,25 bar“ als vorbereitende Maßnahme erforderlich
- Bei Transientenstörfällen ist die Simulation nicht erforderlich. In der PSA wurde konservativ generell die Simulation berücksichtigt

Rückfördern aus dem Reaktorgebäudesumpf in den RDB oder in die Kondensationskammer mit dem Gebäuderückfördersystem



- Einsatz zur Einhaltung des Schutzziels "Kühlmittelinventar" nach einem
 - nicht absperzbaren Kondensationskammer-Leck nach außen oder
 - Leck an einer Reaktorwasserreinigungssystem(TC)-Leitung im Reaktorgebäude und Ausfall des TC-Durchdringungsabschlusses
- Handlungsanweisungen im Notfallhandbuch
- Durchführung der Notfallmaßnahme von der USUS-Warte

Rückschalten der Hauptwärmesenke



- Wiederherstellung der längerfristigen Nachwärmeabfuhr bei Ausfall aller Nachkühlstränge bei den auslösenden Ereignissen
 - Ausfall Hauptwärmesenke mit vorhandener Speisewasserversorgung
 - Fehlschließen eines Frischdampf-Isolationsventils
- Handlungsanweisungen im zustandsorientierten Betriebshandbuch
- Durchführung der Maßnahme auf Hauptwarte und im benachbarten Elektronikschrankraum

Ausfallwahrscheinlichkeiten der Notfallmaßnahmen (Komponenten- und Handmaßnahmenversagen)



- Bespeisen auf Dauer mit USUS : $8,4 \cdot 10^{-2}/\text{Anf.}$
- Rückfördern aus Reaktorgebäudesumpf in Kondensationskammer : $5,3 \cdot 10^{-2}/\text{Anf.}$
- RDB-Bespeisung aus Reaktorgebäudesumpf : $6,2 \cdot 10^{-2}/\text{Anf.}$
- Rückschalten der Hauptwärmesenke : $2,6 \cdot 10^{-3}/\text{Anf.}$

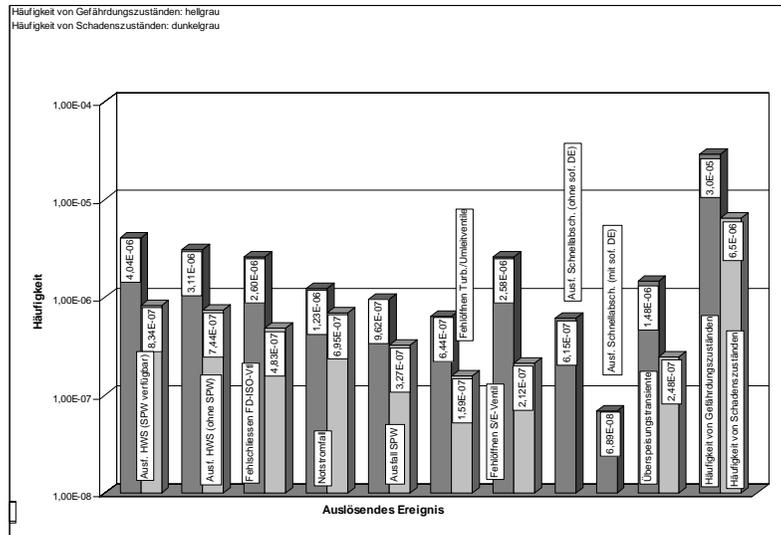
Ergebnis



Summenhäufigkeit der Gefährdungszustände : $H_{GZ} = 3,0 \cdot 10^{-5} / \text{a}$

Summenhäufigkeit der Schadenszustände : $H_{SZ} = 6,5 \cdot 10^{-6} / \text{a}$

Transientenstürfälle

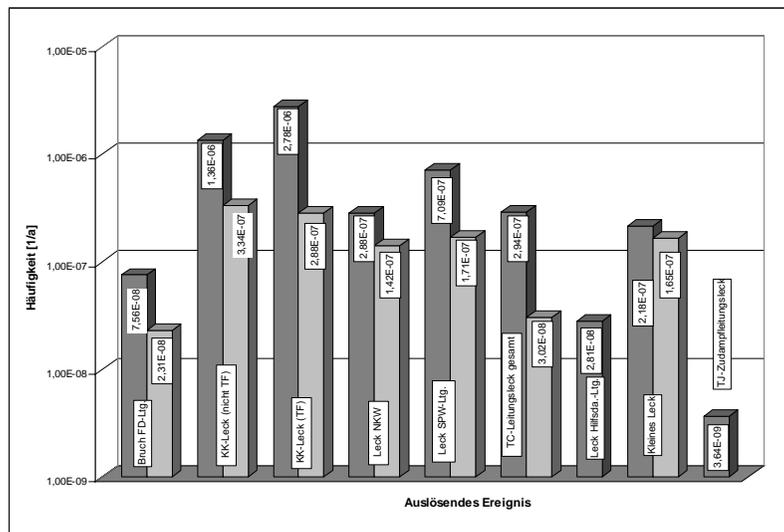


H. Kircher / KKP-SZ

18.09.2003

Folie 11

KMV-Störfälle außerhalb SHB

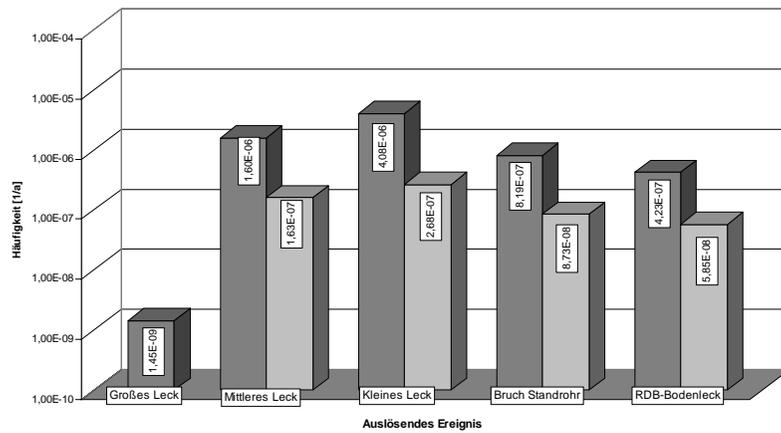


H. Kircher / KKP-SZ

18.09.2003

Folie 12

KMV-Störfälle innerhalb SHB



H. Kircher / KKP-SZ

18.09.2003

Folie 13

Einfluss der Notfallmaßnahmen auf den Anlagenzustand

Beschreibung	Anteil in % ¹⁾	
	PSA ohne NFM	PSA mit NFM
Kernkühlung durch Notfallmaßnahmen wieder hergestellt	-	78
Gefährdungs- bzw. Schadenszustand mit niedrigem Druck im RDB mit Sicherheitseinschluss	3	2
Gefährdungs- bzw. Schadenszustand mit hohem Druck im RDB mit Sicherheitseinschluss	10	10
Gefährdungs- bzw. Schadenszustand mit Austritt von Kühlmittel im Reaktorgebäude bei niedrigem Druck im RDB ohne Sicherheitseinschluss aufgrund		
• Versagen DDA-FD und Folge-Leck	75	8
• Versagen DDA-TC und Leck	<1	<1
• KOKA-Leck	12	1

¹⁾bezogen auf die Gefährdungshäufigkeit

H. Kircher / KKP-SZ

18.09.2003

Folie 14

Zusammenfassung der Ergebnisse



- Summenhäufigkeit der Gefährdungszustände : $H_{GZ} = 3,0 \cdot 10^{-5} /a$
Summenhäufigkeit der Schadenszustände : $H_{SZ} = 6,5 \cdot 10^{-6} /a$
- Ausgewogenheit der Beiträge der einzelnen Ereignisse zur Schadenshäufigkeit
- Überführen von 78% der Gefährdungszustände in kontrollierte Anlagenzustände durch Notfallmaßnahmen



PSA mit Notfallmaßnahmen (NFM) Kernkraftwerk Philippsburg 2

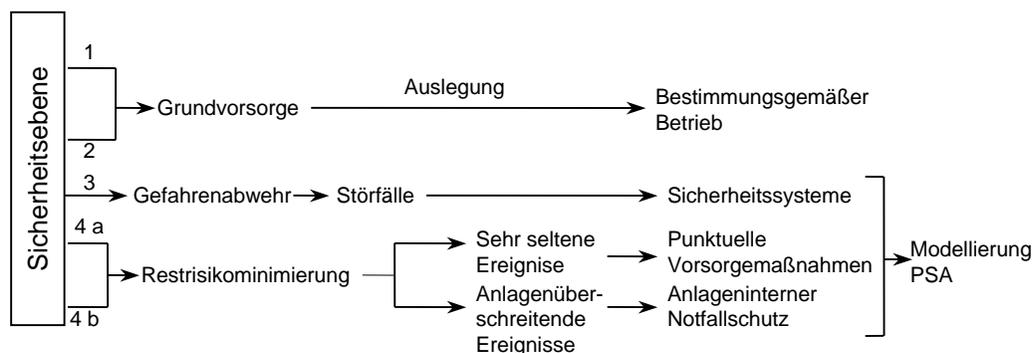
H. Singh / KKP-SZ

Ergebnisse der PSA (12.96)

- Gesamthäufigkeit von Gefährdungszuständen : 1,4E-6 pro Jahr
- Gesamthäufigkeit von Schadenszuständen mit NFM „Sekundärseitiges Druckentlasten (SDE)“ : 8,8E-7 pro Jahr

Sicherheitskonzept für Kernkraftwerke

Sicherheitsebenen



Ziel der Notfallmaßnahmen



- Vermeidung (präventiv) von Schadenszuständen durch Einsatz von Notfallmaßnahmen (Überführung der Anlage von Gefährdungszuständen in kontrollierte Zustände) und dadurch eine qualitative bzw. quantitative Verbesserung des Sicherheitsniveaus
- Abmilderung der Folgewirkungen (mitigativ) der Schadenszustände (ND-Zustand)

Notfallhandbuch



- ➔ Ein an das Betriebshandbuch (BHB) anschließendes selbständiges Arbeitsmittel zur Behandlung auslegungüberschreitender Ereignisse
- ➔ BHB Schutzziele im NHB in gleicher Weise gültig
- ➔ Übergreifende Versorgungsfunktionen (Notstromversorgung, Wasserversorgung, Wartenzuluft)
- ➔ Szenarien (Flugzeugabsturz)

Auswahl der Notfallmaßnahmen



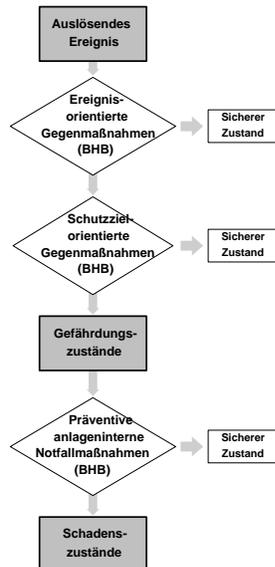
- Maßnahmen-Leitschema
- Schnelle Auswahl geeigneter Maßnahmen durch Ausschluß nicht durchführbarer Maßnahmen aufgrund fehlender Voraussetzungen
- Bei mehreren geeigneten Notfallmaßnahmen Auswahl in der im Maßnahmen-Leitschema vorgegebenen Reihenfolge

Einsatzbedingungen von Notfallmaßnahmen



- Auslegungsüberschreitung
- Übergang von BHB ins NHB
 - ☒ Hinweise bei einzelnen Schutzzielen im Störfallhandbuch
 - ☒ Übergang auch bei Nichteinhaltung eines Schutzzielen mit im BHB beschriebenen Maßnahmen unabhängig von diesen Hinweisen

Einordnung von Gefährdungs- und Schadenszuständen



Berücksichtigte Notfallmaßnahmen

- (1) Sekundärseitiges Druckentlasten und Bespeisen (SDE)
- (2) Sekundärseitiges Druckentlasten zum 100 K/h-Abfahren (SDE_AB)
- (3) Primärseitiges Druckentlasten und Bespeisen (PDE)
- (4) ND/HD-Sumpfansaugung (HDS)

(1) Sekundärseitiges Druckentlasten und Bespeisen (SDE)



Anwendungsbereich:

- Notstromfall T1
- Ausfall der Hauptspeisewasserversorgung T2
- Ausfall der Hauptwärmesenke T3
- Ausfall Hauptspeisewasserversorgung und Hauptwärmesenke T4
- Speisewasserleitungsbruch T6 (bei gelungener 4V4 DE-Isolation)

(1) Sekundärseitiges Druckentlasten und Bespeisen (SDE)



Einleitungskriterien für die Notfallmaßnahme

- Vollständiger Ausfall der DE-Bespeisung (4V4 DE-Füllstände < 4,3 m) bei intakter FD-Abgabe

(1) Sekundärseitiges Druckentlasten und Bespeisen (SDE)



Kurzbeschreibung der Maßnahme

- Verhinderung der DAF-Fehlauslösung (Druckabfall > 4 bar/min) durch Simulation im Reaktorschutz als vorbereitende Maßnahme zum Druckentlasten über die FD-Abblaseregelventile
- Isolation des Speisewasserbehälters von der Hauptwarte
- Druckaufladung des Speisewasserbehälters
- Druckentlastung der Dampferzeuger über zwei der vier FD-Abblasestationen
- Bei den Ereignisabläufen T1 - T4
Ist die DE-Bespeisung durch Druckaufladen nicht wirksam, erfolgt die Bespeisung mit den Nachfüllpumpen über die Deionatbecken-Fülleitung im Notspeisegebäude und einer Schlauchverbindung zum Notspeisesystem.
- Beim Ereignisablauf T6
DE-Bespeisung erfolgt mit mobiler Pumpe aus den Deionatbehältern, da ein Zugang zum Maschinenhaus für die Durchführung von Maßnahmen am Speisewasserbehälter zum Druckaufladen aufgrund eines erheblichen Energieeintrages ins Maschinenhaus nicht möglich ist.

(2) Sekundärseitiges Druckentlasten zum 100 K/h-Abfahren (SDE_AB)



Anwendungsbereich:

- Kleines Leck im Primärkreis (< 25 cm²)
- Kleines Leck im Primärkreis (25 - 80 cm²)
- Kleines Leck im Primärkreis (> 80 - 200 cm²)
- Kleines Leck am Druckhalter (40 cm²)

(2) Sekundärseitiges Druckentlasten zum 100 K/h-Abfahren
(SDE_AB)



Einleitungskriterien für die Notfallmaßnahme:

Anregung der Notkühlkriterien und Ausfall des 100 K/h-Abfahrens

(2) Sekundärseitiges Druckentlasten zum 100 K/h-Abfahren
(SDE_AB)



Kurzbeschreibung der Maßnahmen:

- Wegsimulation von Reaktorschutzsignalen, die bei einem Druckabfall > 4 bar/min (Kriterium DAF 1) **oder** FD-Druck $< \min$ (DE-zugeordnete Absperrung der FD-SIV) und bei ungleichmäßiger Druckentlastung (Kriterium Dampferzeuger-Druckvergleich) ausgelöst würden
- DE-Druckentlastung über die FD-Sicherheitsventile durch Ausschalten der Abzweige der Vorsteuerventile im Notspeisegebäude

(3) Primärseitiges Druckentlasten und Bespeisen (PDE)



Anwendungsbereich:

- Kleines Leck im Primärkreis (< 25 cm²)
- Kleines Leck im Primärkreis (25 - 80 cm²)
- Kleines Leck am Druckhalter (40 cm²)
- Kleines Leck im Primärkreis (> 80 - 200 cm²)
- DE-Heizrohrleck (2F)
- DE-Heizrohrleck (4F)
- Notstromfall T1
- Ausfall der Hauptspeisewasserversorgung T2
- Ausfall der Hauptwärmesenke T3
- Ausfall Hauptspeisewasserversorgung und Hauptwärmesenke T4
- Frischdampfleitungsbruch T5
- Speisewasserleitungsbruch T6

(3) Primärseitiges Druckentlasten und Bespeisen (PDE)



Einleitungskriterien für die Notfallmaßnahme:

Für das Vorbereiten der Notfallmaßnahme gibt es zwei diversitäre Einleitungskriterien:

- Schutzziel "Primärseitiger Wärmetransport" verletzt ($KMT_{AUS} > 350 \text{ °C}$)
- oder
- Die Notfallprozedur "Sekundärseitiges Druckentlasten und Bespeisen" ist unwirksam.

Für das Einleiten der Notfallmaßnahme "DH-Ventile öffnen" gibt es zwei diversitäre Einleitungskriterien:

- RDB-Füllstand < tief 3
- oder
- Brennelementaustrittstemperatur > 400 °C.

(3) Primärseitiges Druckentlasten und Bespeisen (PDE)



Kurzbeschreibung der Maßnahmen:

- PDE vorbereiten
Herstellung der Spannungsversorgung der PDE-Schränke sowie der Bereichsumschaltung im Notspeisegebäude, um das Öffnen der Bleed-Armaturen zu ermöglichen
- Druckhalterventile öffnen
Zur Absenkung des Primärdruckes sind Druckhalterventile zu öffnen. Dazu sind von der Hauptwarte die PDE-Steuerventile zu öffnen.
Zum erfolgreichen Druckentlasten müssen mindestens 2 der 3 Druckhalterventile (Hauptarmaturen) geöffnet werden.
Zum Öffnen eines DH-Sicherheitsventiles müssen zwei Bleed-Steuerventile geöffnet werden.
Zum Öffnen des DH-Abblaseventiles muß ein Bleed-Steuerventil geöffnet werden.

(4) ND/HD-Sumpfansaugung (HDS)



Anwendungsbereich:

- Kleines Leck im Primärkreis (< 25 cm²)
- Kleines Leck im Primärkreis (25 - 80 cm²)
- Kleines Leck am Druckhalter (40 cm²)
- Kleines Leck im Primärkreis (> 80 - 200 cm²)

(4) ND/HD-Sumpfansaugung (HDS)



Einleitungskriterien für die Notfallmaßnahme:

Ausfall des 100 K/h-Abfahrens ohne Druckabsenkung auf < 10 bar und
Flutbehälterfüllstandes < min

(4) ND/HD-Sumpfansaugung (HDS)



Kurzbeschreibung der Maßnahmen:

- Rücksetzen des Flutsignals 2 JR38
- Handeingriff: Öffnen der Verbindungsarmatur ND/HD zwischen Nachkühlpumpe und Sicherheitseinspeisepumpe
- Wiedereinschalten der Sicherheitseinspeisepumpen

Zuordnung der Notfallmaßnahmen zu den Ereignisabläufen

Auslösendes Ereignis	SDE	SDE_AB	PDE	HDS
S1 Kleines Leck im PKL; $F < 25 \text{ cm}^2$		x	x	x
S2 Kleines Leck im PKL; $25 \text{ cm}^2 < F < 80 \text{ cm}^2$		x	x	x
S3 Leck am DH durch fehlerhaftes SiV		x	x	x
S4 Kleines Leck im PKL; $80 \text{ cm}^2 < F < 200 \text{ cm}^2$		x	x	x
S5 Mittleres Leck im PKL; $200 \text{ cm}^2 < F < 500 \text{ cm}^2$				
S50 Überflutung Ringraum				
S6 Großes Leck				
S7 DE-Heizrohrleck (2F)			x	
S8 DE-Heizrohrleck (4F)			x	
SR Leck im Ringraum				
T1 Notstromfall	x		x	
T2 Ausfall Hauptspeisewasser (HSPW)	x		x	
T3 Ausfall Hauptwärmesenke (HWS)	x		x	
T4 Ausfall HSPW und HWS	x		x	
T5 FD-Leck außerhalb SHB			x	
T6 SpW-Leitungsleck im Maschinenhaus	x		x	
ATWS Anticipated transient without SCRAM				

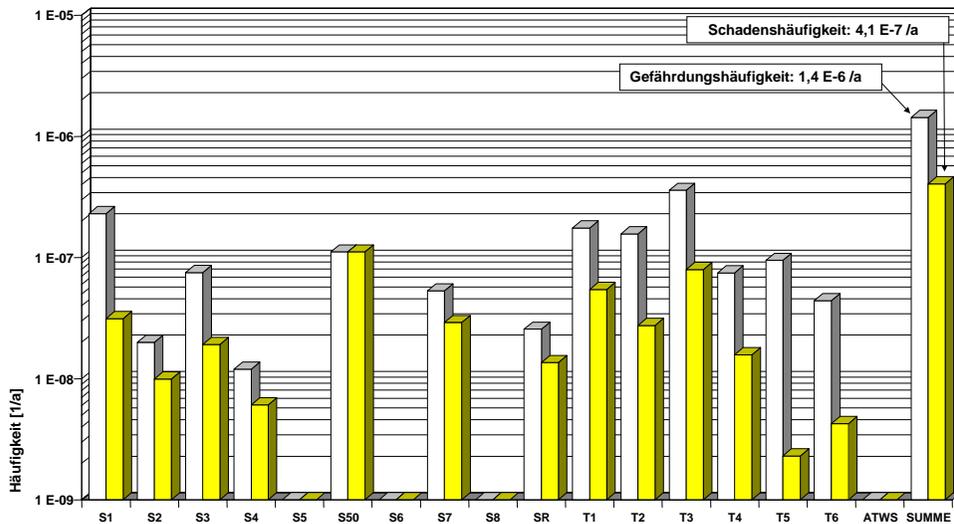
Ergebnisse mit zusätzlichen Notfallmaßnahmen

Die Summenhäufigkeit der Gefährdungszustände : $H_{GZ} = 1,4 \cdot 10^{-6} / a$

Die Summenhäufigkeit der Schadenszustände : $H_{SZ} = 4,1 \cdot 10^{-7} / a$

Dieser Wert ergibt sich aus den jeweiligen Beiträgen der betrachteten Ereignisse
Der Wert liegt etwa Faktor 3 unter dem Punktwert der Gefährdungshäufigkeit H_{GZ} .

Summenhäufigkeit von Schadens- und Gefährdungszuständen



Kategorien von Zuständen: Kontrollierte und Schadenszustände

Gefährdungszustand	Kern kühlbar bzw. sicherer Zustand durch NFM	Sicherheits-einschluß	Art des RSB-Bypass	Druck im Primärkreis	Nr. der Kategorie	Häufigkeit	
						1/a	%
1,43 E-6/a	0,29	4,1 E-7	4,3 E-8	0,00	1	1,0 E-6	71
					2	6,1 E-8	4
					3	3,1 E-7	22
					4	1,4 E-8	1
					5	2,9 E-8	2
					6	<1E-10	0

Beschreibung der Zustandskategorien für kontrollierte und Schadenszustände

Kategorie	Beschreibung	Anteil in %	
		PSA 12.96 Mit SDE	PSA Mit zusätzlichen NFM
1	Kernkühlung nach Störfall sichergestellt bzw. durch Notfallmaßnahme wieder hergestellt, Anlage nach Störfall in kontrolliertem Zustand	35	71
2	Schadenszustand mit niedrigem Druck im Primärkreis (ND-Fall) Sicherheitseinschluß hergestellt	5	4
3	Schadenszustand mit hohem Druck im Primärkreis (HD-Fall) Sicherheitseinschluß hergestellt	54	22
4	Schadenszustand mit Austritt von Primärkühlmittel im Ringraum bei hohem Druck im Primärkreis (HD-Fall) Kein Sicherheitseinschluß über RSB, Ringraum-Lüftungsabschluß nicht sichergestellt, da Öffnen von Verbindungswegen zwischen Ringraum und Hilfsanlagegebäude möglich	2	1
5	Schadenszustand mit RSB-Bypass über DE-Heizrohre und hohem Druck im Primärkreis (HD-Fall) Kein Sicherheitseinschluß, RSB-Bypass über FD-Abblasestationen	4	2
6	Schadenszustand mit RSB-Bypass über Abluft (HD-Fall) Kein Sicherheitseinschluß	< 0,1	< 0,1

Zusammenfassung der Ergebnisse

- Die integrale Schadenshäufigkeit für die Anlage KKP 2 liegt bei 4.1 E-7 /a (Gefährdungshäufigkeit 1,4 E-6 /a).
- Die Beiträge der einzelnen Ereignisse stellen sich ausgewogen dar.
- Insgesamt lassen sich mit Notfallmaßnahmen 71% der Gefährdungszustände in kontrollierte Anlagenzustände überführen.

Sitzung A3
Unfallablauf und Phänomene

Kernschmelzablauf in- und ex-vessel

M. Sonnenkalb
GRS

Kernschmelzablauf In- und Ex-Vessel

Dr. Martin Sonnenkalb
Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) mbH, Köln

Inhalte

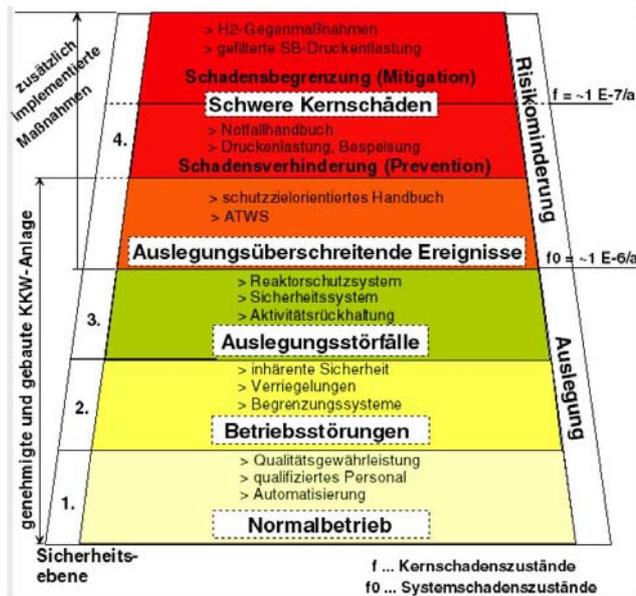
- **Arbeitsgebiete der GRS**
- **Kernschmelzabläufe**
 - Einordnung von Kernschmelzabläufen
 - Unterschiede DWR - SWR
 - Phasen / Phänomene von Kernschmelzabläufen
 - Experimente
- **Demonstration**
 - Kernschmelzablauf für SWR (MELCOR mit ATLAS)

Wissensbasis

• Arbeitsgebiete der GRS mit Bezug zu Stör- und Unfällen

- Programmentwicklung, Qualifizierung und Anwendung:
 - ATHLET / ATHLET-CD - Detailanalysen von Stör-/Unfällen im Reaktorkreislauf
 - COCOSYS - Detailanalysen von Stör-/Unfällen im Sicherheitseinschluss
 - ASTEC - Integrale Analysen von Unfällen in der Gesamtanlage (Partner IRSN)
 - ATLAS - anlagenspezifische Simulatoren, Visualisierung von Daten
 - MELCOR - Integrale Analysen von Unfällen in der Gesamtanlage (SNL USA)
- Stör- und Unfallanalysen z.B. im Rahmen des anlageninternen Notfallschutzes und als Basis von PSA der Stufe 1 und 2
- Erarbeitung von Bewertungsgrundlagen, Methoden (PSA) und Kriterien
- Vorbereitung und Unterstützung von Notfallübungen

Einordnung von Kernschmelzabläufen für DWR und SWR



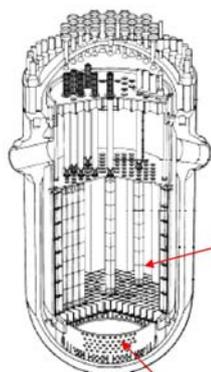
• Einordnung

- Sicherheitsebene 4
- Versagen der Notkühlsysteme und von präventiven Notfallmaßnahmen

• Auslösende Ereignisse

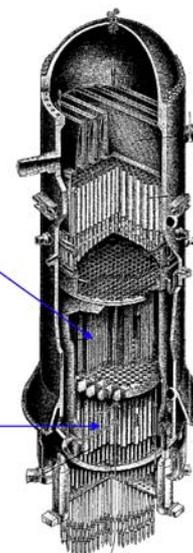
- Lecks und Transienten
- Gruppierungen wie bei Auslegungsstörfällen

Phasen eines Kernschmelzablaufes



• Übersicht

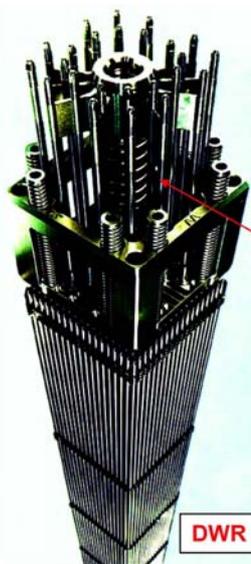
- Auslösendes Ereignis, ggf. Druckentlastung des RKL, SWR automatisch, DWR Notfallmaßnahme
 - Unzureichende Kernkühlung -> Kernfreilegung, Beginn Kernaufheizung
 - Bersten der BS-Hüllrohre, Beginn der Spaltproduktfreisetzung > 1170 K
 - verstärkte Zr-Oxidation der BS-Hüllrohre, BE-Kästen (SWR) mit H₂-Bildung > 1270 K
 - Zerstörung der Steuerstäbe > 1400 K
 - Eskalation der Zr-Oxidation mit H₂-Bildung > 1850 K
 - Zerstörung BE-Kästen (SWR) und Brennstäbe, Spaltprodukt(SP)-Freisetzung bei 2400 - 2600 K
- Schmelzepoolbildung und -umlagerung ins untere Plenum des RDB
 - Wechselwirkung Schmelze - Restwasser (Dampfexplosion)
 - RDB-Versagen und Schmelzeumlagerung in den SHB, ggf. DCH
 - Schmelze-Beton-Wechselwirkung, H₂-, CO-, CO₂- und SP-Freisetzung
 - Druckanstieg im SHB, Venting des SHB, Fundamentdurchdringung



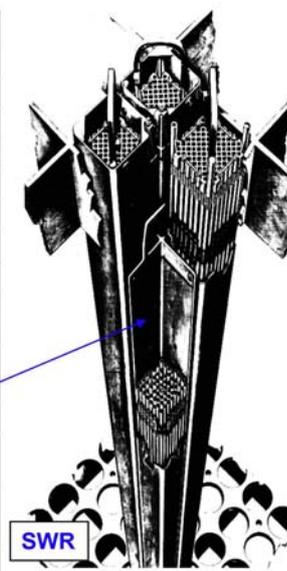
M. Sonnenkalb „Kernschmelzablauf In- und Ex-Vessel“

5

Eigenschaften der Materialien von Brennelementen



Temp. [K]	Ereignis
3120	Schmelzpunkt von UO ₂
2960	Schmelzpunkt von ZrO ₂
2620	Schmelzpunkt von B ₄ C
2400 - 2600	Zerstörung der Brennstäbe
2100	Beg. Verflüssigung UO ₂ - Zry
2030	Schmelzpunkt von Zry
1850	Eskalation der Zry-Oxidation
1700	Schmelzpunkt von Edelstahl
1450	Eutektika Zry - Ag, Zerstörung DWR-Steuerstäbe
1420	Eutektika Stahl - B ₄ C, Zerstörung SWR-Steuerstäbe
1270	verstärkte Zry-Oxidation
1210	Eutektika Stahl - Zr, relevant für DWR-Steuerstäbe
1170	Bersten von Brennstäben, Beginn Spaltproduktfreisetzung
1100	Schmelzpunkt von Ag-In-Cd



M. Sonnenkalb „Kernschmelzablauf In- und Ex-Vessel“

6

Phänomene des Kernzerstörungsablaufs

(1)

- **Phase bis Kernfreilegung abhängig vom auslösenden Ereignis**
 - Einflussfaktoren sind z. B. Leckgröße, Druck im Reaktorkreislauf, Anzahl verfügbarer Notkühlsysteme, wirksame Notfallmaßnahmen, Anlagenzustand vor Ereigniseintritt, Nachzerfallsleistungsniveau
 - Beginn der Kernaufheizung nach 1 - 24 h bei DWR und SWR möglich
- **Bildung von Wasserstoff durch Oxidation von Metallen**
 - Oxidationsreaktion Zirkonium - Wasserdampf dominierend
 - verstärkt ab ~1270 K , eskalierend ab ~1850 K
 - Oxidationsreaktionen sind exotherm
 - Wärmeeintrag kann ein Mehrfaches der Nachzerfallsleistung betragen
 - Folge: Eskalation der Kernaufheizung und des Kernschmelzens

Phänomene des Kernzerstörungsablaufs

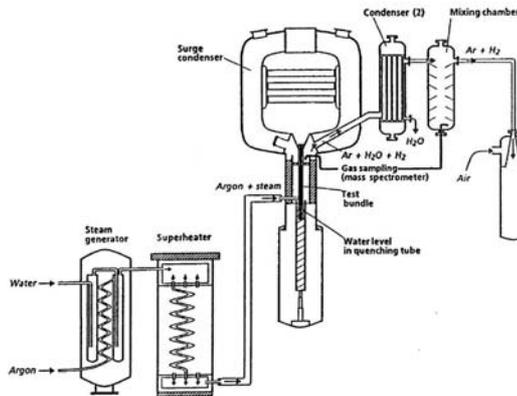
(2)

- **Zerstörung der Steuerstäbe vor Brennstäben**
 - bedingt durch eutektische Reaktionen der beteiligten Materialien
 - Materialumlagerung der Steuerstäbe im Kernbereich
 - DWR: entlang der Brennstäbe, radiale Ausbreitung im Kern möglich
 - SWR: im Spalt zwischen den BE-Kästen, kein Kontakt mit Brennstäben
- **Zerstörung der Brennstäbe**
 - Aufblähen und Aufplatzen der BS-Hüllrohre (ND-Fall)
 - äußere Zry-Oxidschicht hält verflüssigtes Material zurück
 - Penetration der Oxidschicht mit nachfolgender Zerstörung der Brennstäbe
 - bei DWR Ausbildung eines Schmelzepools wahrscheinlicher (TMI)
 - bei SWR Schmelzeumlagerung durch freien Spalt zwischen BE-Kästen bis ins untere Plenum möglich (Kenntnisunsicherheit)

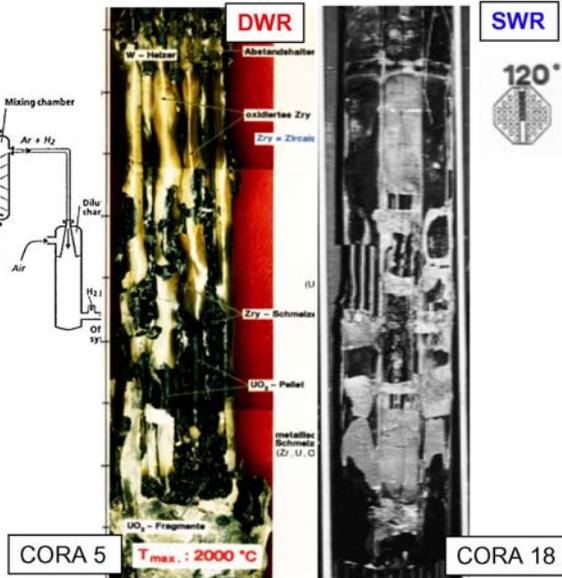
Experimente zu Kernschmelzabläufen

(1)

• CORA-Anlage (FZK)



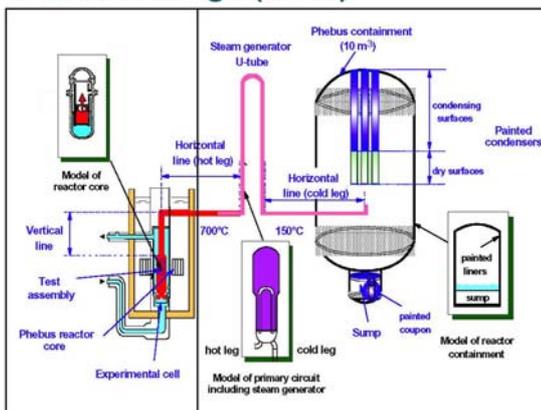
BE-Simulatoren, elektrisch beheizt, Einsatz in 80' / 90' Jahre



Experimente zu Kernschmelzabläufen

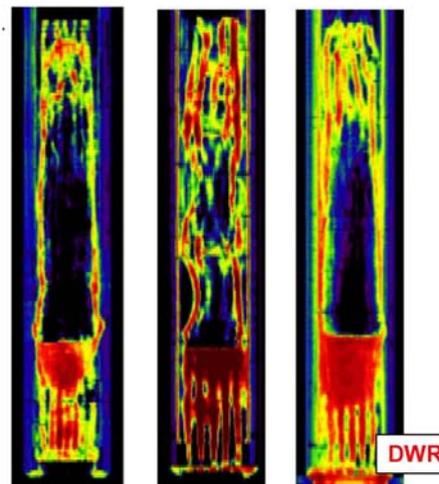
(2)

• Phebus-Anlage (IRSN)



reale BE ohne und mit Abbrand, Einsatz ab 1993, Kernschmelzen und Spaltproduktverhalten

FTP-0 FPT-1 FPT-2



Phänomene des Kernzerstörungsablaufs

(3)

- **Wechselwirkung Schmelze - Wasser (Dampfexplosion)**
 - Wechselwirkung Schmelzestrahle - Wasser führt zur Schmelzeffragmentation
 - Folge können energetische Reaktionen (Dampfexplosion) sein
 - umfangreiche experimentelle Basis insbesondere mit Simulationsmaterialien
 - derzeitige Erkenntnis: kein Versagen des RDB als Folge der Reaktion
- **RDB-Versagensarten (ND-Fall)**
 - DWR:
 - großflächiges Versagen mit vorangehender signifikanter Verformung abhängig vom Profil des Wärmeeintrags entlang des RDB-Bodens (Exp.: RASPLAV, MASCA)
 - SWR:
 - lokales Versagen von Durchdringungen, abhängig von Konstruktion

Experimente zum RDB-Versagen

• LHF, OLHF (Sandia NL, OECD)

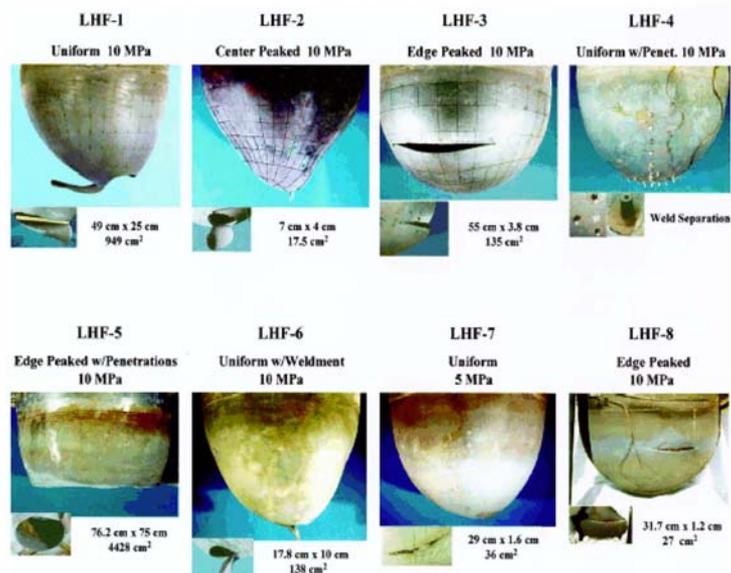
Versagen eines RDB-Bodens ohne und mit Durchdringungen

verschiedene Drücke

M 1:5

unterschiedliche Wärmestromprofile am Boden

unterschiedliche Wandstärke des RDB-Bodens



Phänomene des Kernzerstörungsablaufs

(4)

• Beton-Schmelze-Wechselwirkung (BSWW)

- Reaktionen abhängig von Betonzusammensetzung, Geometrie der Grube
- kontinuierliche Freisetzung nicht kond./brennbarer Gase H_2 , CO , CO_2
- Schmelzekühlung durch Flutung bei existierenden Reaktoren großer Leistung nicht zu erwarten (laufendes experimentelles Programm MCCI)
- Penetration des Fundamentes ist die Folge

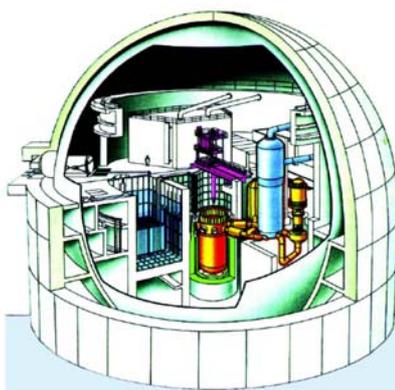
• Edelgas- und Aerosolfreisetzung

- Ausgangsinventar abhängig von Kernbeladung, Betriebsweise, etc.
- überwiegende Freisetzung von Edelgasen, leichtflüchtigen Aerosolen im RDB
- Aerosolrückhaltung im Kreislauf abhängig von Szenario, Transportweg
- weitere Freisetzung von Edelgasen, Aerosolen zu Beginn der BSWW im SHB
- Freisetzung aus SHB in Umgebung stark anlagen- und szenariospezifisch

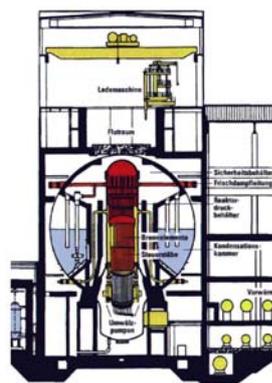
Phänomene des Kernzerstörungsablaufs

(5)

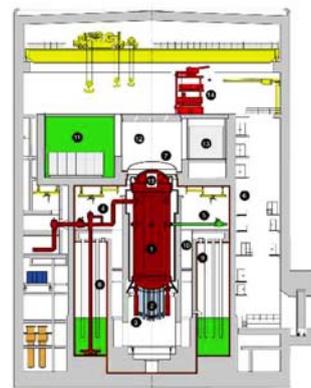
• Auswirkungen auf den SHB sind stark anlagenspezifisch



DWR vom Typ Konvoi



SWR der Baulinie 69



SWR der Baulinie 72

Phänomene des Kernzerstörungsablaufs

(6)

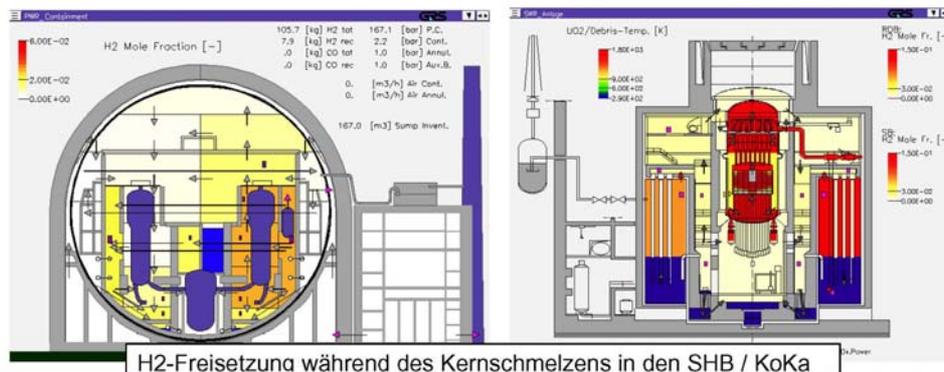
• Auswirkungen auf den SHB

- hoher Massen- und Energieeintrag in früher Unfallphase
 - DWR: Szenario bedingtes Versagen von Berstfolien und Türen prägt konvektive Randbedingungen für Verteilung von Gasen und Aerosolen
 - SWR: Freisetzung in Druck- oder Kondensationskammer (KoKa) und Szenario (KoKa-Kühlung i.B.) beeinflusst Rückhaltung von Aerosolen in der KoKa
- Freisetzung brennbarer Gase beim Kernschmelzen und bei BSWW
 - Verhinderung von Verbrennungen durch katalytische Rekombinatoren (DWR, SWR) und/oder Inertisierung (SWR)
- Langfristiger Zustand (Druckanstieg, Gaskonzentration)
 - Rekombination bis O₂ verbraucht, anhaltende H₂-Freisetzung -> Aufkonzentration
 - Verhinderung des SHB-Versagens durch gefilterte Druckentlastung
 - SWR Baulinie 69: SHB-Versagen im Bodenbereich bei Schmelzekontakt

Simulation von Kernschmelzabläufen

• Einsatz von MELCOR / ATLAS für DWR und SWR

- umfangreiche, detaillierte Abbildung von deutschen Anlagen
- Qualifikation der Datensätze durch Codevergleiche mit Detailcodes
- Visualisierung mit ATLAS erhöht Verständnis der Zusammenhänge und erleichtert Bewertung erheblich



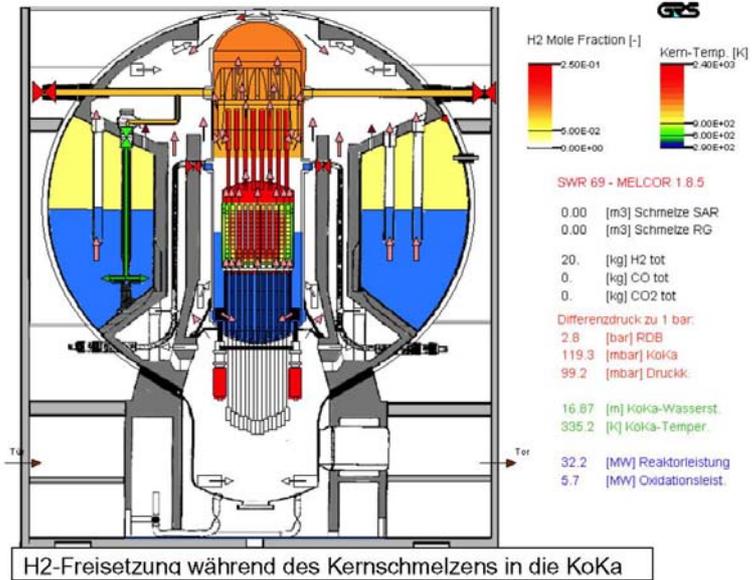
H₂-Freisetzung während des Kernschmelzens in den SHB / KoKa

Simulation von Kernschmelzabläufen mit MELCOR / ATLAS

Demo-Beispiel:
 SWR Baulinie 69

Totalausfall Bespeisung,
 ADE, Ausfall Notkühlung

Auswahl des Szenarios
 zur Demonstration wes-
 sentlicher Vorgänge beim
 Kernschmelzen



Sitzung A3
Unfallablauf und Phänomene

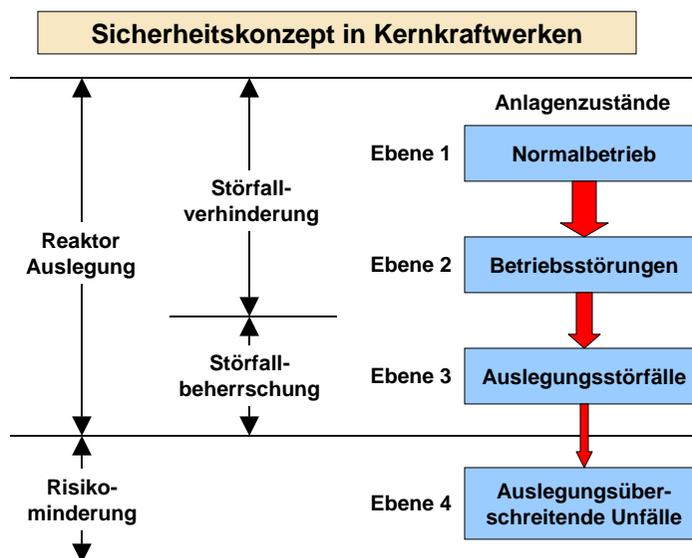
**Mitigative Notfallmaßnahmen und
Implementierungsstand**

F. Sommer, H. Förster
E.ON RWE

Mitigative Notfallmaßnahmen und Implementierungsstand

Dr.-Ing. Frank Sommer

Fachtagung der KTG-Fachgruppe Reaktorsicherheit und Thermo- und Fluidynamik



Anlagenzustände / Ereignisse der Sicherheitsebene 4

Sicherheits-ebene	Anlagenzustand/Ereignis	Maßnahme	Ziel
4a	spezielle, sehr seltene Ereignisse z.B. ATWS, Flugzeugabsturz	Einhaltung spezifischer Auslegungsanforderungen	Reduzierung von Gefährdungszuständen
4b	extrem seltene Anlagenzustände mit auslegungsüberschreitenden Ausfällen bei sicherheitstechnischen Einrichtungen	präventive Maßnahmen: flexible Nutzung vorhandener Einrichtungen (Accident Management)	Verhinderung schwerer Kernschäden
		mitigative Maßnahmen	Reduktion der Auswirkung des Ereignisses auf die Umgebung
	verbleibendes Restrisiko	Katastrophen- und Umgebungsschutz	Schutz der Bevölkerung

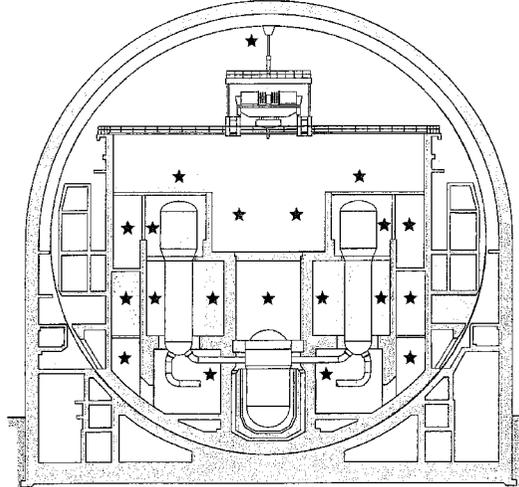
Fachtagung der KTG-Fachgruppe Reaktorsicherheit und Thermo- u. Fluidodynamik 25.-26. September 2003 TTA-Dr.SolLen Seite 3

Übersicht über die verschiedenen mitigativen Maßnahmen

1. Wasserstoffrekombinatoren
2. Druckentlastung Reaktorsicherheitsbehälter
3. Unfallprobenahmesystem

Fachtagung der KTG-Fachgruppe Reaktorsicherheit und Thermo- u. Fluidodynamik 25.-26. September 2003 TTA-Dr.SolLen Seite 4

Räumliche Verteilung der Rekombinatoren im Containment



☛ markiert die Position der katalytischen Rekombinatoren

Wirksamkeit der Rekombinatorensysteme

Der in das Containment freigesetzte Wasserstoff soll in vergleichbaren Zeiträumen wie in der Referenzanlage abgebaut werden. Dazu muß die Rekombinatordichte (Rekombinationsleistung pro Volumen) mit der des Referenzkonzeptes vergleichbar sein.

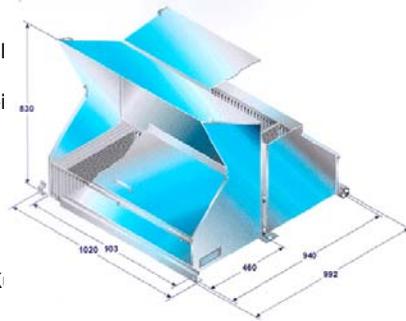
	erweitertes GRS-Basis-konzept	GKN II	KKI II	KKE	KBR	KWG	KKP II	KKG	KKU	KWB-B	KWB-A	GKN I	KKS	KWO
Rekombinationsleistung [kg/h]	172	192	192	192	207	205	174	183	221	198	161	145	104	114
Rekombinatordichte $\left[\frac{\text{g}}{\text{h} \cdot \text{m}^3} \right]$	2,5	2,7	2,7	2,7	3,1	3,0	2,5	2,6	3,1	2,7	2,4	2,9	2,3	3,2

Die Rekombinatordichte ist in allen DWR vergleichbar groß

Passive autokatalytische Rekombinatoren (PAR)



- passives System
- keine interne oder externe Stromversorgung erforderlich
- Gasdurchsatz wird durch freie Konvektion bestimmt
- Katalysatorelemente: Platin und Palladium
- Trägermaterial: Edelstahl bzw. keramische K



Fachtagung der KTG-Fachgruppe Reaktorsicherheit und Thermo- u. Fluidodynamik 25.-26. September 2003 TTA-Dr.SolLen Seite 7

Reaktorsicherheitsbehälter - Druckentlastungssystem

Aufgabe:

Begrenzung des Drucks im Reaktorsicherheitsbehälter nach einem auslegungsüberschreitenden Ereignis durch gefilterte Druckentlastung in die Atmosphäre

Filterung von:

Aerosolgebundenen Radionukliden
Jod

Überwachung der Aktivitätsabgabe:

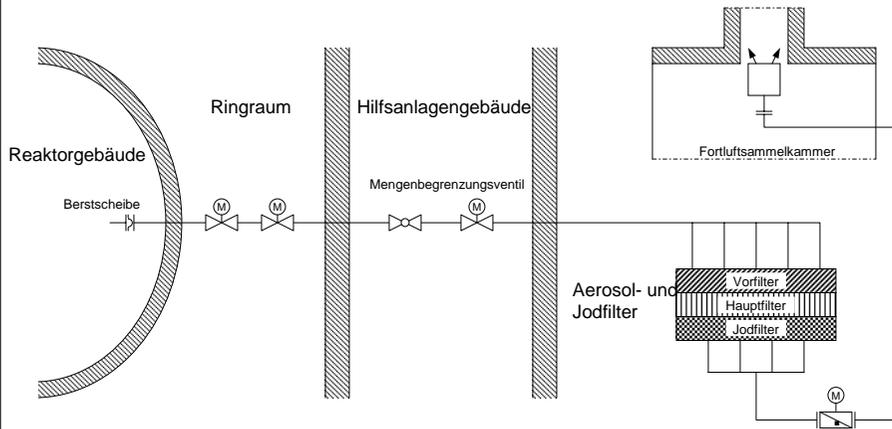
Edelgase
Aerosole
nichtaerosolgebundene Jodverbindungen

Druckentlastungsmassenstrom:

ca. 3 kg/s

Fachtagung der KTG-Fachgruppe Reaktorsicherheit und Thermo- u. Fluidodynamik 25.-26. September 2003 TTA-Dr.SolLen Seite 8

Schematische Darstellung des RSB-Druckentlastungssystems



Fachtagung der KTG-Fachgruppe Reaktorsicherheit und Thermo- u. Fluidynamik 25.-26. September 2003 TTA-Dr.Solten Seite 14

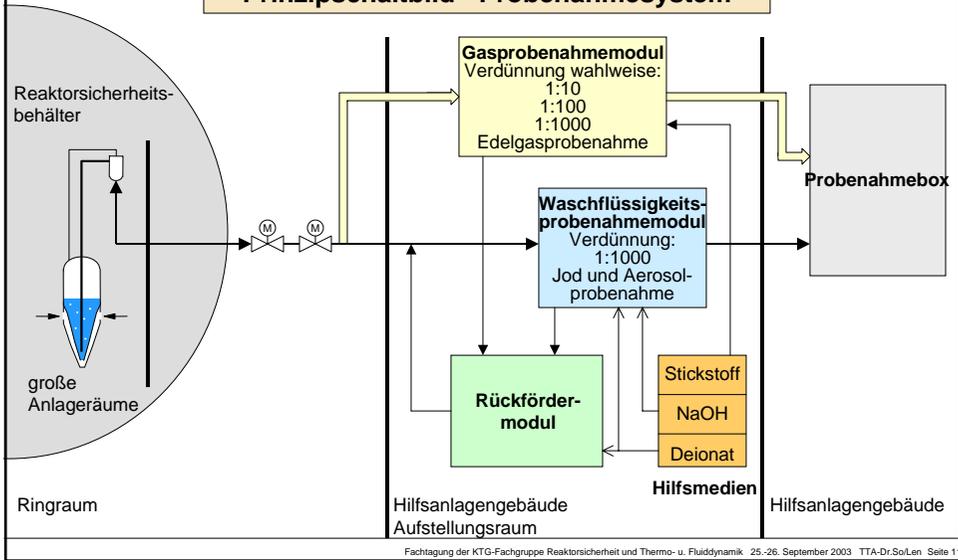
Probenahme aus dem Reaktorsicherheitsbehälter

Aufgabe:

- Probenahme aus dem Reaktorsicherheitsbehälter nach einem auslegungsüberschreitenden Ereignis, um zusätzliche Informationen über freigesetzte Radionuklide zu erhalten
- Abschätzung des in den Reaktorsicherheitsbehälter freigesetzten Inventars an Radionukliden
- Rückschlüsse auf den Zustand des Reaktorkerns und das Ausmaß der Schädigung

Fachtagung der KTG-Fachgruppe Reaktorsicherheit und Thermo- u. Fluidynamik 25.-26. September 2003 TTA-Dr.Solten Seite 14

Prinzipschaltbild - Probenahmesystem



Fachtagung der KTG-Fachgruppe Reaktorsicherheit und Thermo- u. Fluidodynamik 25.-26. September 2003 TTA-Dr.SolLen Seite 11

Implementierungstand

	Wasserstoff-rekombinatoren	Probenahme-system	Sicherheitsbehälter-druckentlastung
GKN 2	X	X	X
KKI 2	X	X	X
KKE	X	X	X
KBR	X	in Bearbeitung	X
KWG	X	X	X
KKP 2	X	X	X
KKG	X	X	X
KKU	X	X	X
KWB-B	X	--	X
KWB-A	in Bearbeitung	--	X
GKN 1	X	X	X
KKS	--	--	X
KWO	--	X	X

Fachtagung der KTG-Fachgruppe Reaktorsicherheit und Thermo- u. Fluidodynamik 25.-26. September 2003 TTA-Dr.SolLen Seite 12

Mitigative Notfallmaßnahmen und Implementierungsstand

H. Förster / RWE

Mitigative Notfallmaßnahmen in KRB II

- Druckentlastung SHB (Venting)
- Probenahmesystem
- Ertüchtigung Sicherheitsbehälter
- Wasserstoffrekombinatoren

Mitigative Notfallmaßnahmen in KRB II

- ursprüngliche Auslegung: 3,3 bar_i, 146°C
- zu ertüchtigende Stellen:
 - Ladedeckel
 - Montageöffnungen
- Versagensdruck: 10 bar_i (ca. 200°C)

Ertüchtigung Sicherheitsbehälter

- Besonderheit KRB II:
 - Koka inertisiert
 - Druckkammer nicht inertisiert
- Empfehlung der RSK (314. Sitzung, 17.12.1997) zur Umsetzung des Rekombinatorkonzeptes in DWR
- Entscheidung zur Umsetzung der Maßnahme in KRB II Sommer 1998
- Umsetzung: 1999

Historie Rekombinatorkonzept KRB II

Mitigative Notfallmaßnahmen



- Untersuchungen von Maßnahmen zur Eindämmung der Folgen hypothetischer Ereignisse in KRB II, 9.3.1988, S/KWU
- Konzeptstudie zur H₂-Beherrschung nach auslegungsüberschreitenden Störfällen mit Rekombinatoren und Zünder, 31.8.1993, S/KWU
- WAVCO-Rechnungen (Abbauleistung 10,8 g H₂/s)
- Zusätzlich installierte Abbauleistung (26,0 g H₂/s)
(Rekombinatordichte ca. 6 g H₂/(Std. m³))

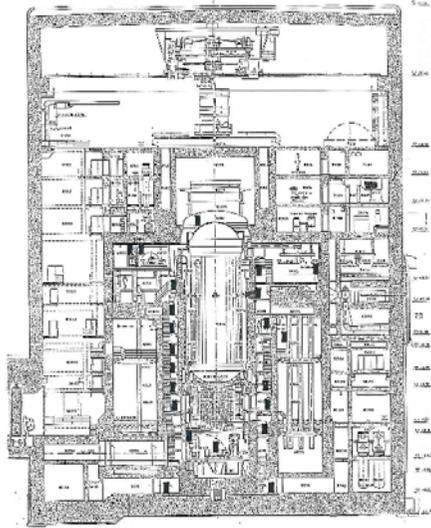
Ermittlung H₂-Abbauleistung

Mitigative Notfallmaßnahmen



SHB-Zone	Raumbezeichnung der Installationsorte	Volumen der SHB-Zone (m ³)	Abbauleistung gemäß WAVCO-Rechnung (g H ₂ /s)	Rekombinationsleistung (g H ₂ /s)
SAR	Kabelkanäle (-8,30)	943	-	1,0
	Steuerstabsantriebsraum (-3,50)		0,4	0,8
DK-Ringraum unten	Ringraum (-0,35)	1.230	-	0,8
	Ringraum (+3,40)		0,4	0,8
DK-Ringraum oben	Ringraum (+5,90)	1.200	-	0,8
	Ringraum (+8,90)		0,4	0,4
	Ringraum (+14,20)		-	0,6
	Ringraum (+14,30)		-	0,6
	Kondrohrrsammlerber. (+16,80/+18,80)		1	2,0
DK oben	Rohrboden (+21,50)	4.646	3,0	8,0
	Umluftanlage (+23,55)		-	0,4
	Deckelraum (+26,29)		0,4	0,2
	Ringspalt		0,4	-
DK gesamt		8.019	6	16,4
KK	Kondensationskammer	6.092	4,8	9,6
SHB gesamt		14.111	10,8	26,0

Abbauleistung: Rechnung / installiert



Positionen der Rekombinatoren (Schnitt Reaktorgebäude 180° - 360°)

Typ	Anzahl	Abbauleistung
PAR 11	28	ca. 0,2 g H ₂ /s
PAR 22	7	ca. 0,4 g H ₂ /s
PAR 44	22	ca. 0,8 g H ₂ /s
Summe	57	

Eingesetzte Rekombinator-Typen



Kassette (Aluminiumoxidkugeln als Träger, Katalysator Palladium, zum Schutz gegen Nässe (Hydrophobierung): wasserabscheidende Schicht)

Eignungsnachweise

- diverse Versuche (u. a. Teststand in KRB, VAK, Battelle, etc.)

Begutachtungen

- Grundsätzliche Konzeptbewertung, GRS, August 1998
- Gutachterliche Stellungnahme, TÜV Süddeutschland, März 1999 (Räumliche Anordnung, Festigkeit, Werkstoffe, Halterung, Standfestigkeit, u.s.w.)

Begutachtung

Sitzung A3
Unfallablauf und Phänomene

**Simulation von Unfallabläufen für
Severe Accident Management**

**H. Plank
Framatome-ANP**

Simulation von Unfallabläufen für Severe Accident Management

H. Plank, Framatome ANP GmbH

KTG Fachtag „Fortschritte bei der Beherrschung und
Begrenzung der Folgen auslegungsüberschreitender Ereignisse“
Karlsruhe, 25./26. September 2003



Übersicht

- Severe Accident Management Konzept***
- Repräsentative Störfallszenarien***
- Simulation eines repräsentativen Szenariums***
- Simulation von mitigativen Maßnahmen***

Severe Accident Management und Schulung FANP GmbH Konzept

- **Bestimmung des Anlagenzustands**
- **Bewertung der Störfallinstrumentierung bzgl. Verfügbarkeit bei schweren Störfällen**
- **Hilfsmittel**
 - *Bestimmung des Anlagenzustands*
 - *Prognose des Unfallablaufs*
 - *Detaillierung der mitigativen Maßnahmen*
- **Strategie(n) mitigativer Maßnahmen in Abhängigkeit vom Anlagenzustand**
- **Erstellung von Prozeduren bzw. Guidelines für einzelne mitigative Maßnahmen**
- **Schulung des Notfallstabs**
 - *Notfallmanagement, Strategien, Hintergrundinformation*
 - *Prozeduren, Hilfsmittel*
 - *Echtzeit Szenarien*

3

Simulation von Unfallabläufen für Severe Accident Management

KTG Fachtag, 25./26. September 2003

 FRAMATOME ANP

Programme zur Analyse des Ablaufs eines schweren Störfalls

- **“Integral” Programme**
 - *MELCOR*
 - *(MAAP4, ASTEC)*
- **In-Vessel Programme**
 - *SCDAPSIM (SCDAP/RELAP5)*
 - *MELCOR*
 - *(MAAP4)*
- **Ex-Vessel Programme**
 - *COCOSYS*
 - *GASFLOW*
- **Spezielle Programme**
 - *ADINA , CHEMSAGE, COM3D, CORFLOW, COSACO, MELTCOOL*
- **Analysesimulator**
 - *SIMTM/TVP*

4

Simulation von Unfallabläufen für Severe Accident Management

KTG Fachtag, 25./26. September 2003

 FRAMATOME ANP

Repräsentative Szenarien für DWRs

- **Transienten**
 - Ausfall Wechselstromversorgung
 - Ausfall Speisewasserversorgung
- **Kühlmittelverluststörfall < 50 cm²**
 - HD, Nachwärmeabfuhr über DE nicht verfügbar
 - MD, kein sekundärseitiges Abfahren
 - ND1, sekundärseitige Druckentlastung
 - ND2, primärseitige Druckentlastung
- **Kühlmittelverluststörfall 50 cm² < 100 cm²**
- **Kühlmittelverluststörfall 100 cm² < 500 cm²**
- **DE-Heizrohrbruch**
 - Defekter DE isoliert
 - Defekter DE nicht isoliert

5

Simulation von Unfallabläufen für Severe Accident Management

KTG Fachtag, 25./26. September 2003

 FRAMATOME ANP

Severe Accident Management und Schulung Analysesimulator SIMTM/TVP

- **Visualisierungs-Software von RMA Inc.**
- **Module**
 - SIMTM : Interaktives Analysesystem gekoppelt mit einem Treiberprogramm
 - TVP : Wiedergabe von SIM Movies
 - GraphMan : Plotprogramm
 - ScreenBuilder : Erstellung von Visualisierungsbildern
- **Verfügbare Kopplungen mit**
 - RELAP
 - MELCOR
- **Geplante Kopplung mit**
 - RELAP/SCDAPSIM

6

Simulation von Unfallabläufen für Severe Accident Management

KTG Fachtag, 25./26. September 2003

 FRAMATOME ANP

Severe Accident Management und Schulung Analysesimulator SIM™/TVP

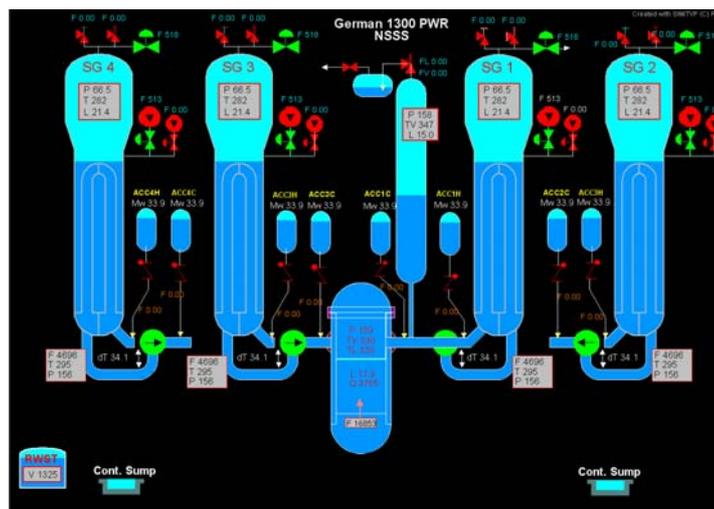


Simulation von Unfallabläufen für Severe Accident Management
KTG Fachtag, 25./26. September 2003



7

Severe Accident Management und Schulung Analysesimulator SIM™/TVP



Simulation von Unfallabläufen für Severe Accident Management
KTG Fachtag, 25./26. September 2003



8

Simulation eines repräsentativen DWR Szenariums : Ausfall Speisewasserversorgung

- | | |
|--|---------|
| □ TUSA, RESA, HKMP | < 15 s |
| □ Teilabfahren auf 75 bar | 30 s |
| □ Dampferzeuger leer | 53 min |
| □ Wasseraustrag über Druckhalter-Ventile | 70 min |
| □ Öffnen der Berstscheibe am Abblasebehälter | 79 min |
| □ Beginn Kernaufheizung | 118 min |
| □ Beginn Brennstoffschmelzen | 170 min |
| □ RDB-Versagen | 4,4 h |

11

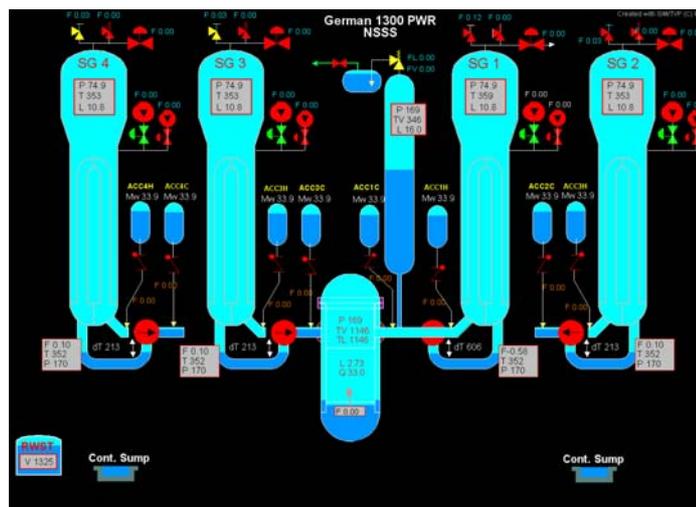
Simulation von Unfallabläufen für Severe Accident Management

KTG Fachtag, 25./26. September 2003



FRAMATOME ANP

Ausfall Speisewasserversorgung Anlagenzustand nach 2h 45min



12

Simulation von Unfallabläufen für Severe Accident Management

KTG Fachtag, 25./26. September 2003



FRAMATOME ANP

Ausfall Speisewasserversorgung Kernzustand nach 4h 23min (vor RDB-Versagen)



Simulation von Unfallabläufen für Severe Accident Management

KTG Fachtag, 25./26. September 2003

FRAMATOME ANP

15

Simulation von Accident Management Maßnahmen

- ❑ **Spätes sekundärseitiges Bleed & Feed**
 - ✳ **Hüllrohrtemperatur ca. 1000°C**
 - 1 Dampferzeuger
 - Alle Dampferzeuger
- ❑ **Primärseitige Druckentlastung**
 - Bei ca. 1000°C Hüllrohrtemperatur
 - Nach Beginn Brennstoffschmelzen
 - Nach Schmelzeverlagerung ins untere Plenum und Restwasserverdampfung

Simulation von Unfallabläufen für Severe Accident Management

KTG Fachtag, 25./26. September 2003

FRAMATOME ANP

16

Vision

- Einsatz eines Analysesimulators durch den Notfallstab zur On-line Simulation des Einflusses mitigativer Maßnahmen
 - Unter Verwendung reiner mechanistischer Rechenprogramme
 - Durch parallele Rechnungen mit unterschiedlichen Anlagenmodellen für schnellere/langsamere Vorausrechnungen

Sitzung A3
Unfallablauf und Phänomene

**Containment-Event-Tree:
Freisetzungspfade und deren Bedeutung**

**H. Löffler
GRS**

KTG-Fachtag „Fortschritte bei der beherrschung und Begrenzung der Folgen auslegungsüberschreitender Ereignisse“, 25./26. Sept. 2003, FZ Karlsruhe

Containment Event Tree: Freisetzungspfade und deren Bedeutung

Horst Löffler
Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS)
mbH, Köln

PSA Stufe 2: allgemeiner Stand

- PSA Stufe 2 für Leistungsbetrieb ist in vielen Ländern Pflicht (z. B. Schweiz, Spanien, Schweden, Finnland, USA, S-Korea).
- Der Stand von W&T wird durch die US-Studie NUREG-1150 (von 1990) repräsentiert.
- Ereignisbaumanalyse (EBA) ist die allgemein anerkannte probabilistische Methode.
- Anspruch und Qualität von PSA sind von Land zu Land unterschiedlich.
- In Deutschland wird zur Zeit Leitfaden für obligatorische PSA Stufe 2 vorbereitet.

Bisherige PSA Stufe 2 der GRS

- **SWR-72 (BMBF-Vorhaben, Abschlussbericht GRS-A-2519, Mai 1998)**
- **GKN-2 (mehrere BfS/BMU-Vorhaben, Zusammenfassender Bericht GRS-175, Okt. 2001, EBA beschrieben in BMU-2002-594)**
- **KKP-1 (BfS/BMU-Vorhaben SR 2414, in Bearbeitung)**
- **Vorstehende PSA betreffen nur Leistungsbetrieb.**
Methoden für Nichtleistungsbetrieb sind grundsätzlich verfügbar.

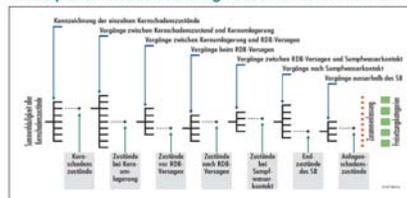
PSA der Stufe 2: Grundsätzliches

- **Anfangspunkt: Kernschadenzustände** (d.h. nach dem Versagen präventiver Notfallmaßnahmen, wenn eine Kernzerstörung unvermeidlich beginnt)
- **Endpunkt: Anlagenschadenzustände** (mit der Angabe von Radionuklidfreisetzungen in die Umgebung)
- PSA der Stufe 2 **behandeln ausnahmslos alle relevanten Aspekte schwerer Störfälle.** Dies ist derzeit und auch auf lange Sicht mit keiner anderen Methode erreichbar.
- **Unsicherheiten** können und müssen durch entsprechende probabilistische Angaben und Monte-Carlo-Analyse berücksichtigt werden.
- **Ereignisbaumanalyse (EBA)** ist die weltweit einzige angewendete Methode.

Ereignisbaumanalyse

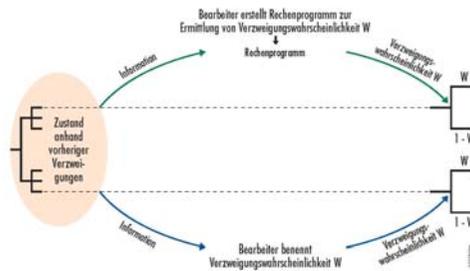
- Ein **Ereignisbaum** ist eine Folge von möglichen Verzweigungen des Ablaufs.
- Jeder Zweig hat eine **(bedingte) Wahrscheinlichkeit**. Die Summe aller Zweigwahrscheinlichkeiten an einem Verzweigungspunkt ist Eins.
- Die Ereignisbaumanalyse ist **rechentechnisch problemlos**.
- Die ersten Zweige des Ereignisbaumes werden zur Definition der **Kernschadenszustände** genutzt (konsistenter Übergang Stufe 1 -> Stufe 2).
- Die **angemessene Abbildung** der vielen verschiedenen möglichen Abläufe im Ereignisbaum erfordert viel Expertenwissen und Analysekapazität.

Prinzipieller Aufbau des Ereignisbaums für Konvoi-PSA



Anzahl aller Verzweigungen: 90

Verzweigungswahrscheinlichkeiten werden z. T. durch einfache Rechenmodelle bestimmt



Der Ereignisbaum der Konvoi-PSA enthält Rechenmodelle u. a. für:

- Dampfexplosion
- Sicherheitsbehälter-Atmosphäre (Wasserstoffproblematik)
- Direct containment heating

Phänomene im Unfallablauf (1) Verzweigungen des Ereignisbaums

Vorgänge im RDB vor dem RDB-Versagen:

- Druckentlastung und Bespeisung. (**Notfallmaßnahmen**)
- **Kernschmelzablauf**
- **Rückhaltung** eines teilzerstörten Reaktorkernes im RDB durch Wiederherstellung primärseitiger Bespeisung
- Schmelze-Wasser-Wechselwirkung (**Dampfexplosion**) und ihre Folgen
- **Versagen von Komponenten** des Reaktorkühlkreislaufs (z.B. Kühlmittelleitung oder Sicherheitsventile) durch kombinierte Druck- und Temperaturbelastung

Phänomene im Unfallablauf (2)

Verzweigungen des Ereignisbaums

Vorgänge im SB vor dem RDB-Versagen:

- **Notfallmaßnahmen** im SB (z.B. Betrieb der Lüftungsanlage).
- Verteilung von **Wasserstoff** im SB (einschließlich Rekombinatoren)
- Zündfähigkeit von Wasserstoffgemischen, Zündquellen und Folgen etwaiger **Verbrennungen**

Vorgänge im SHB beim RDB-Versagen:

- Zeitpunkt und Leckgröße des **RDB-Versagens**
- Unmittelbare mechanische und thermodynamische Auswirkungen des **RDB-Versagens bei hohem Druck**
- Schmelze-Wasser-Wechselwirkung (**Dampfexplosion**) in der Reaktorgrube

Phänomene im Unfallablauf (3)

Verzweigungen des Ereignisbaums

Vorgänge im SHB nach dem RDB-Versagen:

- Verlauf der **Schmelze-Beton**-Wechselwirkung vor und nach dem Kontakt mit Sumpfwasser
- **Druck** und Atmosphärenzusammensetzung im SHB mit Berücksichtigung von Notfallmaßnahmen (gefilterte Druckentlastung, Rekombinatoren)
- Entstehung von **SHB-Leckagen**
- **Zuverlässigkeit** der gefilterten SHB-Druckentlastung
- Zündfähigkeit von Wasserstoffgemischen, Zündquellen und Folgen etwaiger **Verbrennungen**
- **Schmelzeausbreitung** am Boden des SHB (Gefährdung von z.B. Sumpfansaugrohren, Kabeldurchführungen, Fundament)

Phänomene im Unfallablauf (4)

Verzweigungen des Ereignisbaums

Vorgänge außerhalb des SHB:

- **Freisetzung** von Wasserstoff und Radionukliden aus SHB-Leckagen in **benachbarte Räume** (Ringraum, Reaktorgebäude) und von dort in die **Umgebung**
- Bildung und Zündfähigkeit von Wasserstoffgemischen, Zündquellen und Folgen etwaiger **Verbrennungen** in den Räumen **außerhalb des SHB**
- Verbleib von Wasserstoff und Radionukliden bei der gefilterten Druckentlastung des SHB, gegebenenfalls Brände im **Druckentlastungssystem**

Ereignisbaumanalyse-Auswertung

Zusammenfassung der zahlreichen Zweigkombinationen nach bestimmten Eigenschaften, z. B.:

- **Verbleib des Kernmaterials**
(z.B. im RDB / SHB / Erdboden)
- **Art des SHB-Endzustandes**
(z. B. intakt mit venting / spätes Versagen / frühes Versagen / Umgehung)
- **Freisetzungspfad für Radionuklide**
(z.B. durch Störfall-Ringraumabsaugung / Kamin / Gebäudeleck)
- **Freigesetzte Menge radiologisch relevanter Nuklide**
(z.B. > 1% Jod)

PSA Stufe 2 fürGKN2

Verwendete Kernschadenszustände

(Mittlere Anteile an der Gesamthäufigkeit von 2.5e-6/a)

Auslösendes Ereignis:

Leck mit 2-25 cm ²	53%
Leck mit 25-80 cm ²	6%
Leck mit 80-200 cm ²	4%
Leck am Druckhalterventil	15%
Notstromfall	10%
Ausfall Hauptspeisewasser	2.2%
Ausfall Hauptwärmesenke	2.4%
Ausf. Hauptspeisew. & Hauptwärmes.	0.4%
Dampferzeuger-Heizrohrleck	7%

Druck im Primärkreis:

< 1 MPa	47%
1-10 MPa	27%
> 10 MPa	26%

Bypass zum Ringraum: unbedeutend (<1.0E-10/a)

GKN2: Ablaufentscheidende Vorgänge mit relativ geringer Unsicherheit

Dampfexplosion

alpha-mode-Versagen von RDB und SHB praktisch ausgeschlossen

Wasserstoff im SHB

In früher Unfallphase freisetzungsnah Verbrennungen relativ wahrscheinlich, jedoch ohne gravierende Folgen

In späteren Phasen keine Brennbarkeit wegen Sauerstoffmangel (Rekombinator-Wirkung)

RDB-Versagen unter niederem Druck

Schmelze-Beton-Wechselwirkung

Wechselwirkung kommt wahrsch. nicht zum Stillstand.
Stetige, langdauernde Gaserzeugung (H₂, CO)
Fundamentdurchdringung

Gefilterte SHB-Druckentlastung

Zuverlässigkeit durch kürzeres Prüfintervall erhöht

GKN2: Ablaufentscheidende Vorgänge mit erheblicher Unsicherheit

Primärseitiger Druckabfall

Versagen heisser Primärkreisleitungen
Aktiv ausgelöste Druckentlastung
Offenbleiben eines Sicherheitsventils

Druck bei Kernumlagerung im RDB bei kleinem Leck

Versagensreihenfolge von RDB bzw. Rohrleitungen

Folgen im SHB bei Versagen einer heissen Druckhalter-Verbindungsleitung

RDB-Versagen unter hohem Druck

Versagen eines Sumpfansaugrohres durch Kernschmelzeinfluss

Brand im Abluftsystem bei SHB- Druckentlastung

Zündwahrscheinlichkeit
Brandfolgen

Ereignisablauf und Radionuklidfreisetzung bei Dampferzeuger-Heizrohrlecks

GKN2: Zusammenhang zwischen auslösendem Ereignis und Kernschmelzablauf

PS-Druck kurz vor RDB- Versagen	Anteile der Kernschadenzustände					
	Auslösendes Ereignis und Anteil					
	L<25 0.53	L>25 0.25	LDE 0.07	TNS 0.10	TmS 0.05	Alle 1.0
Hochdruck (>8 MPa)	0.01	<<	0.016	0.01	0.003	0.039
Mitteldruck (2-8 MPa)	0.424	0.003	0.019	-	-	0.446
Niederdruck (<2 MPa)	0.096	0.247	0.035	0.09	0.047	0.515

Verbleib des Kernmaterials	Anteile der Kernschadenzustände					
	Auslösendes Ereignis und Anteil					
	L<25 0.53	L>25 0.25	LDE 0.07	TNS 0.10	TmS 0.05	Alle 1.0
Rückhaltung im Kern, kein RDB-Versagen	0.016	0.075	0.006	0.001	0.004	0.102
Rückhaltung im unteren Plenum, kein RDB- Versagen	0.114	0.045	0.003	0.013	0.04	0.215
RDB-Versagen, Fundamentdurchdringung	0.40	0.13	0.061	0.086	0.006	0.683

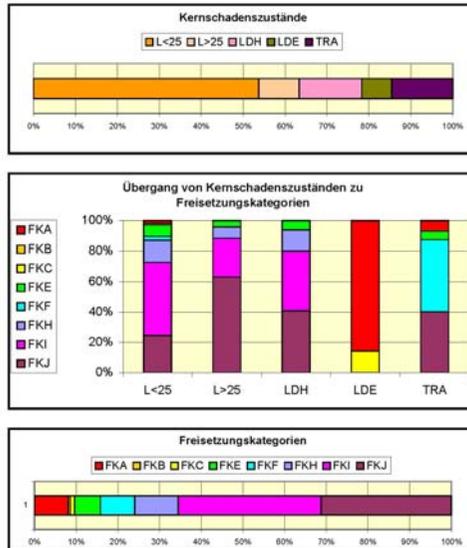
GKN2: Zusammenhang zwischen auslösendem Ereignis und SHB-Endzustand

Endzustand des Sicherheitsbehälters	Anteile der Kernschadenszustände					
	Auslösendes Ereignis und Anteil					
	L<25 0.53	L>25 0.25	LDE 0.07	TNS 0.10	TmS 0.05	Alle 1.0
SHB-Versagen wg. RDB-Hochdruckversagen	0.01	-	0.016	0.01	0.003	0.039
SHB-Lüftungsabschluss versagt	<<	<<	<<	<<	<<	<<
SHB-Leck wg. Überdruck (H-Brand, DCH)	0.005	<<	0.001	<<	<<	0.006
Durchschmelzen Sumpfsaugrohr	0.02	0.007	0.024	0.004	<<	0.055
Leck infolge Ausfall der SHB-Druckentlastung	0.02	0.007	<<	0.004	<<	0.031
Intakt mit SHB-Druckentlastung	0.345	0.116	0.02	0.068	0.003	0.552
Intakt ohne SHB-Druckentlastung (kein RDB-Versagen)	0.13	0.12	0.009	0.014	0.044	0.317

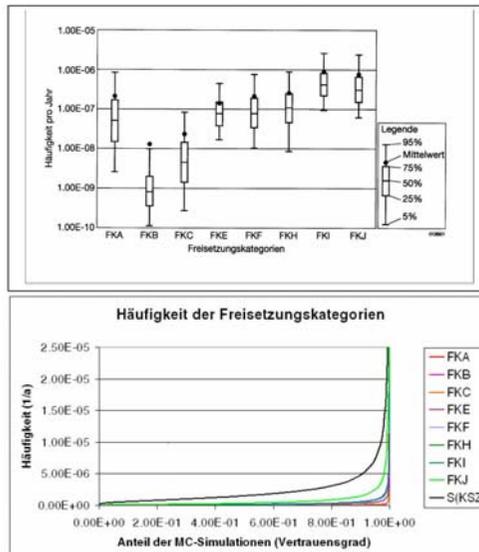
In allen Fällen ausser dem letzten durchdringt die Schmelze das Fundament

Beschreibung der Freisetzungskategorien		Anteile der Kernschadenszustände (K32)					Häufigkeit (10 ⁻⁶) (Basisszenario)		
Kategorie	Freisetzungsfaktor zur Atmosphäre (alle Freisetzungskategorien außer FKJ haben zusätzlich Boden- und Kontaminanten)	Auslösendes Ereignis und Anteil					5% Freiq.	95% Freiq.	
		Freisetzungskategorie	L<25 0.53	L>25 0.25	LDE 0.07	TNS 0.10			TmS 0.05
SHB= beschädigter Ring (RR) - Umgebung oder Freisetzung durch undichtes Dampfzweigen-ansatzstück	-0.5	-0.5	0.01	-	0.04	0.01	0.02	2.1	8.6
SHB= intakt, SHB-Lüftung - Umgebung oder SHB=RR, High-Isotr., RR-Lüft., -Umgebung	0.13, 0.24	0.14, 0.23	0.05	**	**	**	0.01	0.13	0.1
Freisetzung durch undichtes Dampfzweigen-ansatzstück	0.02	0.05	-	-	0.01	-	0.03	0.29	0.84
SHB=Ringraum spalt=behaft., Ringraum-Lüftung - Umgebung	2.4e-4	0.05	0.04	0.13	-	0.008	**	0.18	1.4
SHB=Leitung ungefüllt Dachhöhe oder SHB=Leckage -> Ringraum - Umgebung	6e-2	0.219	0.13	**	-	0.068	**	0.1	7.6
SHB=Leitung gefüllte Dachhöhe	3e-7	1e-5	0.01	0.78	0.07	-	**	0.09	0.6
SHB=Leitung gefüllte Kanäle	3e-7	1e-5	0.01	0.98	0.02	-	**	0.9	1.8
SHB=Leckage -> Strahl Ringraum - Abzweigung	3e-10	0.001	0.13	0.12	-	0.014	0.044	0.03	7.7

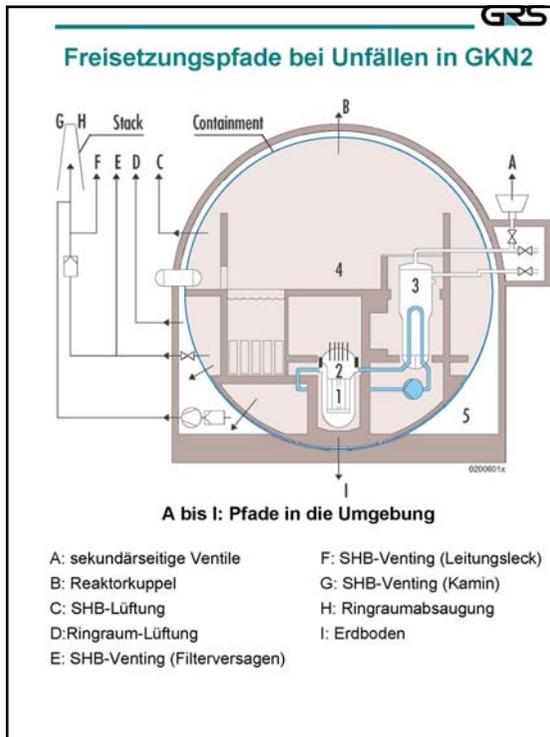
GKN2: Zusammenhang von Kernschadens-zuständen mit Freisetzungskategorien



GKN2: Unsicherheit der Häufigkeit von Freisetzungskategorien



Diese Darstellungen berücksichtigen sowohl die Unsicherheiten aus der PSA der Stufe 1 als auch aus der Stufe 2.



Zusammenfassung

- **PSA der Stufe 2 gewinnen zunehmend an Bedeutung.**
- **Es liegen abgeschlossene GRS-Analysen für einen SWR-72 und für einen Konvoi-DWR vor. Ein SWR-69 ist in Bearbeitung.** (nur Leistungsbetrieb)
- **Aufbau und Quantifizierung eines Ereignisbaumes (einschließlich Unsicherheiten) sind Stand der Technik.**
- **Neben den ‚klassischen‘ Gefährdungen (Dampfexplosion, SHB-Überdruck, Wasserstoff-Verbrennung) spielen anlagenspezifische Aspekte (SHB-Durchführungen, RDB-Boden, Venting-System, Kamin) eine große Rolle.**

Sitzung A4
Anlagentechnische Notfallmaßnahmen in
ausländischen Anlagen

Schwedische Anlagen (Schwerpunkt SWR)

**J. Bende
Forsmark**

Severe Accident Mitigation Systems at Forsmark NPP, Sweden

Joachim Bende

Forsmark Nuclear Power Plant

KTG Fachtag 25./26. September 2003

FORSMARKS KRAFTGRUPP 



Three BWR units

In operation since

Forsmark 1	990 MW	1980
Forsmark 2	990 MW	1981
Forsmark 3	1 200 MW	1985
Employees	760 persons	

FORSMARKS KRAFTGRUPP 

Requirements

In 1981 the Swedish government requested that the potential for the accidental release of radioactive materials from Swedish Nuclear Power Plants and the need for filtered vents or other mitigation devices had to be evaluated.

Requirements

Regulatory decisions formulated in 1986 forced all operators to demonstrate, before the end of 1988, that the authority requirements were met. These requirements were:

- Deaths in acute disease shall not occur
- Land contamination that impedes the use of large areas for a long period must be prevented
- Events with an extremely low probability may be excluded (10^{-7} / year)

Requirements

The two first requirements are met if the releases are limited to 0,1% of the core inventory of Cs-134 and Cs-137 of a 1800 MW (thermal) reactor.

This means that only a few km² will have a ground dose higher than 50 mSv.

Design Events

1. Large diameter pipe rupture inside containment and a faulty pressure suppression function (leakage between Dry Well and Wet Well)

Remedy: Containment pressure relief system

2. Extended loss (>24h) of all AC Power Supply

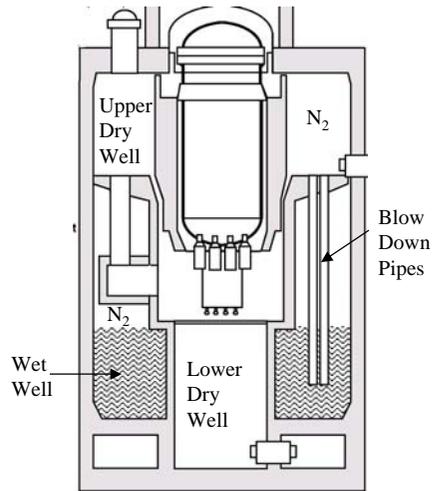
Remedy: System for containment flooding and filtered pressure relief system for the containment with independent power supply

These two events will cover other events or combination of events

Containment

In normal operation the Containment is Nitrogen filled (Inerted)

There are two separate trains (2 x100%) in the system for Containment atmosphere combination.



FORSMARKS KRAFTGRUPP

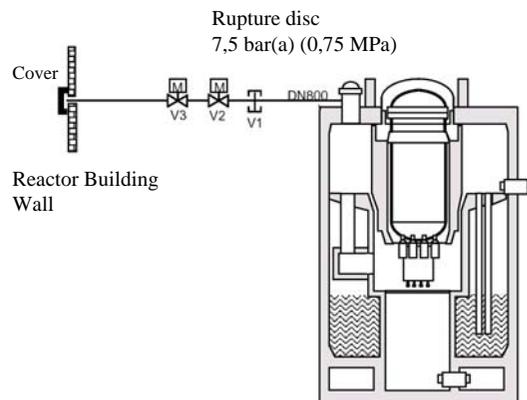
Containment pressure relief system

System for a rapid containment decompression

The valves are normally open

The valves will close automatically 10 minutes after Containment Isolation

Battery backed power supply



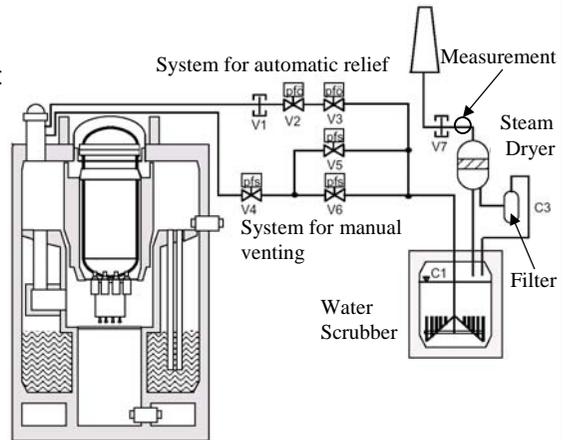
FORSMARKS KRAFTGRUPP

System for Controlled relief to atmosphere

System for a controlled containment decompression

Automatic decompression starts at 5,5 bar(a)

Radioactivity and Airflow are measured



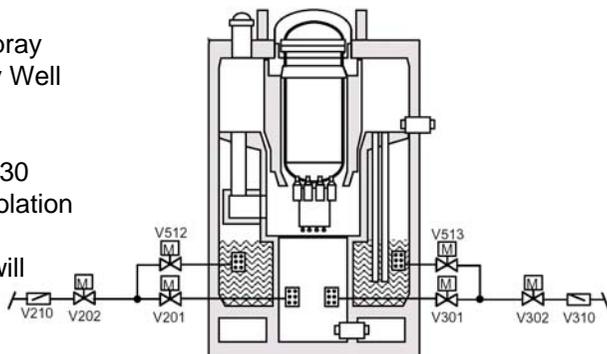
FORSMARKS KRAFTGRUPP 

System for Lower Dry Well flooding

Valves in the Containment Spray System is used for Lower Dry Well flooding

Flooding starts automatically 30 minutes after Containment Isolation

In one hour 500m³ of Water will be filled into Lower Dry Well



FORSMARKS KRAFTGRUPP 

Containment Penetrations Shields

Containment penetrations in Lower Dry Well are protected by shields

The shields will protect the penetrations during and after a reactor vessel melt through

The shields are made of stainless steel and will delay and maybe prevent direct contact between penetration and core melt



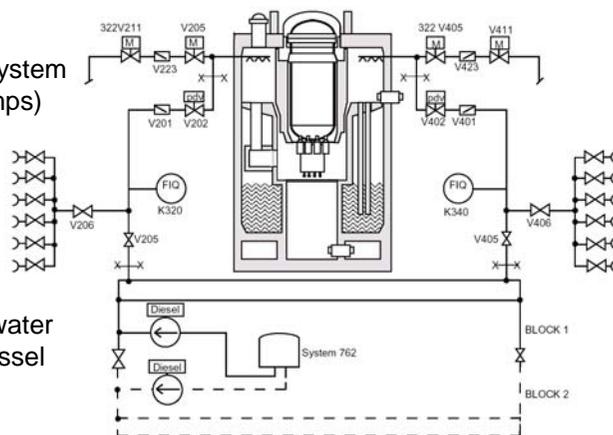
FORSMARKS KRAFTGRUPP 

System for redundant Containment Spray Water Source

Water from the fire protection system can be used (Diesel driven pumps)

External mobile equipment can be connected (For example Fire Fighting Vehicle)

Containment will be filled with water until 1 meter above Reactor Vessel bottom

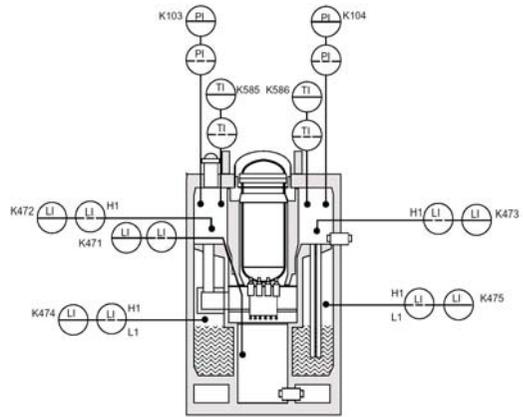


FORSMARKS KRAFTGRUPP 

Containment Measurement for Severe Accidents

Specific measurements for Severe Accidents have been installed for

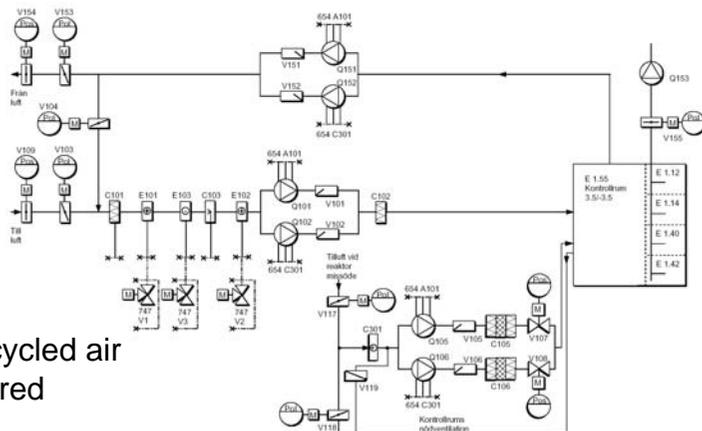
- Temperature
- Pressure
- Water Level
- Radioactivity



FORSMARKS KRAFTGRUPP 

Main Control Room Ventilation System

The inlet air or recycled air will be carbon filtered



FORSMARKS KRAFTGRUPP 

New Authority Requirements

The expected New requirements (to be released at the end of 2003) from the Swedish Nuclear Power Inspectorate (SKI) will most probably not lead to any modification in the system for Severe Accident Mitigation in Forsmark.

Some Modifications of ordinary Safety Systems will however be performed.

Unsolved Problem that might be raised is for example
- Long Term Containment Heat Removal (> 30 days up to 5 years)

Already decided modifications

- System for pH adjustment of water inside Containment.
- Modification in Post Accident Sampling System will be done. The present system will expose the personnel to unacceptably high radiation doses

Open/ongoing Issues

Examples of open issues:

- Reactor Vessel Venting when Containment is Water filled
- In- and Ex- Vessel Core Melt coolability

FORSMARKS KRAFTGRUPP 

Severe Accident Mitigation Systems at Forsmark NPP, Sweden

Joachim Bende

Forsmark Nuclear Power Plant

KTG Fachtag 25./26. September 2003

FORSMARKS KRAFTGRUPP 

Sitzung A4
Anlagentechnische Notfallmaßnahmen in
ausländischen Anlagen

Schweizer Anlagen (Schwerpunkt DWR)

J.-U. Klügel, M. Richner,
Gösgen Beznau

Anlagentechnische Notfallmassnahmen in Schweizer Kernkraftwerken (DWR)

Dr. Jens-Uwe Klügel (Kernkraftwerk Gösgen-
Däniken)

Martin Richner (Kernkraftwerk Beznau)

Anlagentechnische Notfallmassnahmen in Schweizer Kernkraftwerken - Überblick

- Einleitung und historischer Rückblick
- Behördliche Anforderungen an anlageninterne Notfallmassnahmen
 - HSK Richtlinie R 103
 - Weiterführende Anforderungen zur Einführung von SAMG
- Nutzung der PSA zur Optimierung von Notfallmassnahmen
- Stand der Realisierung von Notfallmassnahmen und Aufbau der Vorschriften

Einleitung und historischer Rückblick

- In der Schweiz sind 3 Druckwasserreaktoren in Betrieb
 - Kernkraftwerk Beznau (2 je ca. 355 MWe, 1969, 1971, Westinghouse 2-Loop-Anlagen)
 - Kernkraftwerk Gösgen-Däniken (970 Mwe, 1979, KWU-Dreiloo-Anlage)
- Entwicklung von Notfallmassnahmen stimuliert
 - Auswertung internationaler Erfahrungen und Schlussfolgerungen aus schweren Unfällen (TMI, Tschernobyl) oder Beinaheunfällen (Barsebäck etc.)
 - Systematische Analyse auslegungsüberschreitender Unfallabläufe im Rahmen der PSA (zunehmend anlagenspezifisch)
- Mitte der achtziger Jahre – behördlich beaufsichtigtes Programm für Massnahmen gegen schwere Unfälle (MSU)

Behördliche Anforderungen, R-103

- Teile des MSU-Programms wurden 1987 (Neufassung 1989) in die HSK-Richtlinie R-103 „Anlageninterne Massnahmen gegen die Folgen schwerer Unfälle“ verabschiedet
 - Ergänzung zur Auslegungsrichtlinie R-101 für Sicherheitssysteme
- Vier Anforderungskomplexe
 - Massnahmen zum Schutz des Primärcontainments
 - Massnahmen zum Schutz des Betriebspersonals
 - Vorgehensregeln (bei Eintritt eines schweren Unfalls)
 - Störfallinstrumentierung (ergänzt durch E-04)

Massnahmen zum Schutz des Primärcontainments –R103

- Entlastung des Reaktordruckbehälters
 - Ziel – Ausschluss des Hochdruckkernschmelzpfades
- Wasserstoffbeherrschung
 - Ziel – Ausschluss einer Gefährdung des Containments durch die Zündung von Wasserstoff (neu auch durch CO)
- Flutung des geschmolzenen Kerns
 - Fluten der Reaktorgrube
- Begrenzung des Dampfdrucks in der Containment-Atmosphäre
- Containment-Druckentlastung

Anforderungen der R 103

- Schutz des Betriebspersonals
 - Zugang zu Aufenthaltsräumen, von denen aus Bedienhandlungen erforderlich sind,
 - Zumutbare Aufenthaltsmöglichkeiten für Notfallstab und Betriebsmannschaft müssen vorhanden sein
 - Steuerstelle für die Durchführung anlageninterner Notfallmassnahmen muss definiert sein
- Störfallinstrumentierung
 - Gefährdung des Reaktorkerns und des Containments muss erkannt werden können

Vorgehensregeln bei einem Notfall, R-103, SAMG

- Regeln, um nach Eintritt eines schweren Unfalls die Kontrolle über die Anlage wieder zu gewinnen oder die Auswirkungen eines schweren Unfalls zu lindern, einschliesslich von Entscheidungsbefugnissen
 - Notfallreglement
 - Notfallhandbuch (im KKB Notfallvorschriften)
- Ende 2000 wurde die Anforderung erweitert/präzisiert
 - Einführung von SAMG (*Severe Accident Management Guidance*) für Leistungsbetrieb, Anlagenstillstand unter Berücksichtigung von Einwirkungen von aussen

Nutzung der PSA zur Optimierung der Notfallmassnahmen

- Nachrüstung von Hardware-Massnahmen für das Management schwerer Unfälle in bestehende Anlage mit anderem Auslegungskonzept äusserst komplex
 - Bauliche Beschränkungen
 - Auslegungsgrenzen bestehender Systeme kaum veränderbar
 - Ablauf schwerer Unfälle nicht berücksichtigt
 - Massnahmen nicht eindeutig sicherheitsgerichtet
- Zuverlässigkeitstheorie komplexer technischer Systeme (1970-er Jahre)
 - Wachsender Grad der Komplexität eines technischen Systems führt nach Erreichen eines Optimums wieder zum Anstieg des Versagensrisikos

Nicht sicherheitsgerichtete Wirkung von Notfallmassnahmen, Beispiele

- Primärseitige Druckentlastung
 - Direkte Verletzung der Rückhaltebarriere „Druckführende Umschliessung“
 - Gefährdung der Rückhaltebarriere „Brennstoffmatrix“
 - Gefährdung der Rückhaltebarriere Containment (Druckaufbau, Anforderung an Containmentabschluss)
 - Frühe Auslösung vergrössert Chancen für sekundärseitige Notfallmassnahmen (Verkürzung des Zeitfensters)
- Erfordert zuverlässige Bespeisung als Kompensation für die nicht sicherheitsgerichtete Wirkung
- Erfordert Verhaltensregeln für optimalen Einsatz

Nutzung der PSA zur Optimierung der Notfallmassnahmen

- Deterministisches Bemessungsverfahren für die Bewertung von Notfallmassnahmen für existierende Anlagen
 - nicht ausreichend
 - kann zu falschen Schlussfolgerungen/falscher Dimensionierung führen
 - Hoher Aufwand am falschen Ort!

➤ **Schlussfolgerung:**

- **Umfang und Ausführung erforderlicher Massnahmen sind auf Basis des anlagenspezifischen Risikoprofils zu definieren**

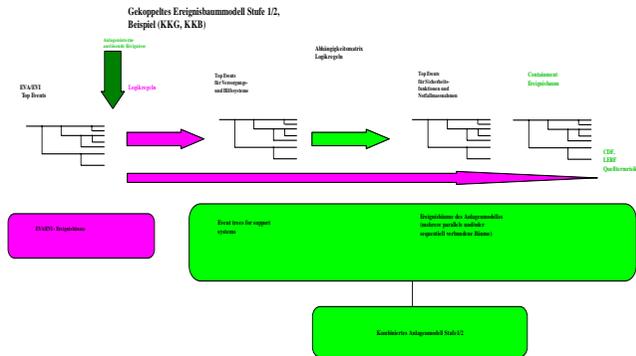
Nutzung der PSA zur Optimierung der Notfallmassnahmen

- Anlagenspezifische PSA für Schweizer DWR haben hohen Reifegrad erreicht
 - KKB hat die zweite komplette (methodische) Überarbeitung der PSA abgeschlossen, bei KKG gegenwärtig im Gang
 - Beide Anlagen berücksichtigen mehr als 20 Jahre anlagenspezifischer Betriebserfahrung
 - Studien umfassten von Anfang an alle wesentlichen anlageinternen und EVA/EVI –Ereignisse (Brand, Erdbeben, Tornado, Explosionen, Flugzeugabsturz etc.) für
 - Leistungsbetrieb Stufe 1 und 2
 - Stillstand Stufe 1 (auch Berücksichtigung menschlicher Fehlhandlungen, auch reparaturbedingte Stillstände)

Nutzung der PSA zur Optimierung der Notfallmassnahmen

- KKB und KKG verfügen über gekoppelte Stufe 1 und 2 Modelle
- Vertiefte Kenntnisse zum Ablauf schwerer Unfälle entwickelt (KKB ca. 50 MAAP-Analysen, KKG – anlagenspezifischer Simulator für schwere Unfälle)
 - Einsatz der PSA zur „risikoinformierten“ Optimierung des Notfallmanagements bei einem schweren Unfall möglich
 - Umsetzung der Erkenntnisse in praktischen „Vorgehensregeln“

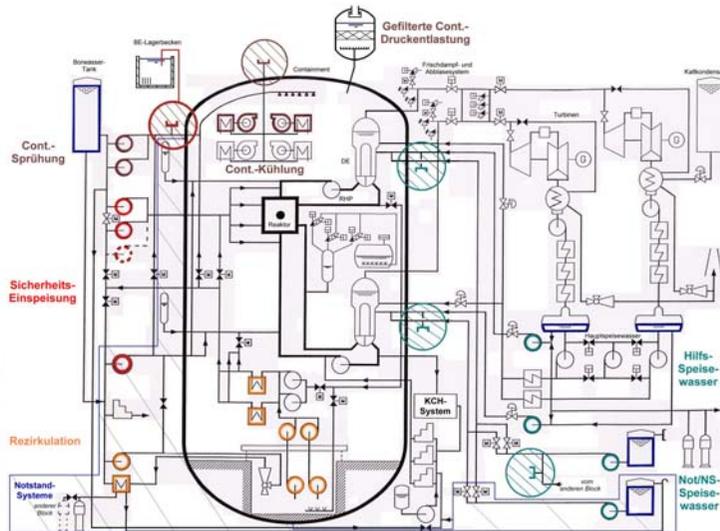
Abb.1 Gekoppeltes Stufe 1/Stufe 2 PSA-Modell mit RISKMAN®



Stand der Realisierung von Notfallmassnahmen, KKB

Forderung R-103	Realisierung
RDB-Druckentlastung	„Primary Feed and Bleed“, „Secondary Feed (Feuerlöschpumpe) and Bleed (manuell)“
Wasserstoffbeherrschung	Wasserstoffüberwachung, 7 PARS pro Block (Nachrüstung im Gang)
Flutung des geschmolzenen Kerns	Mit Feuerlöschpumpe in RKL, Erstellen Querverbindung zum Notstandsystem des Nachbarblock
Begrenzung Containment-Dampfdruck	Mit Feuerlöschpumpe in Containmentsprühsystem
Containment-Druckentlastung	Gefiltert, Typ Sulzer/EWI

Abbildung 2 – SAM-Hilfsmittel



Stand der Realisierung der Notfallmassnahmen, KKG

Forderung R-103	Realisierung
RDB-Druckentlastung	„Secondary Feed (Speisewasserbehälter, Feuerlöschwasser) and Bleed (manuell)“, PDE als Ergänzung bis 2005
Wasserstoffbeherrschung	Wasserstoffüberwachung, passives /aktives Durchmischungssystem, Nachweis
Flutung des geschmolzenen Kerns	Einspeisung in RKL mit Notstandsnachkühlpumpen (Flut- oder Sumpfbetrieb)
Begrenzung Containment-Dampfdruck	Sumpfbetrieb mit Notstandsnachkühlpumpen, Kühlung des BE-Lagerbeckens
Containment-Druckentlastung	Gefiltert, Typ Siemens (FANP)

Einführung von SAMG

- KKB - 2002 Einführung für Leistungsbetrieb auf Basis der Westinghouse OG SAMG mit umfangreichen anlagenspezifischen Anpassungen, z.Zt. Einführung für Anlagenstillstand
- KKG – „Konzept des integrierten Notfallmanagements“ entwickelt,
 - Einheitliche Systematik für das Vorgehen im präventiven und mitigativen Notfallbereich, Fortschreibung des schutzzielorientierten Vorgehens
 - Anlagenspezifische Wissensbasis zum Verlauf schwerer Unfälle erarbeitet
 - Massnahmen für mitigativen Bereich identifiziert (46 für Leistungsbetrieb, 8 für Anlagenstillstand, je einschliesslich Recovery-Handlungen)
 - Fortschreibung des NHB inklusive Erarbeitung von Entscheidungshilfsmitteln bis 2005
 - Vorschlag an VGB zur Durchführung als Pilotprojekt

Abbildung 3:
KKB

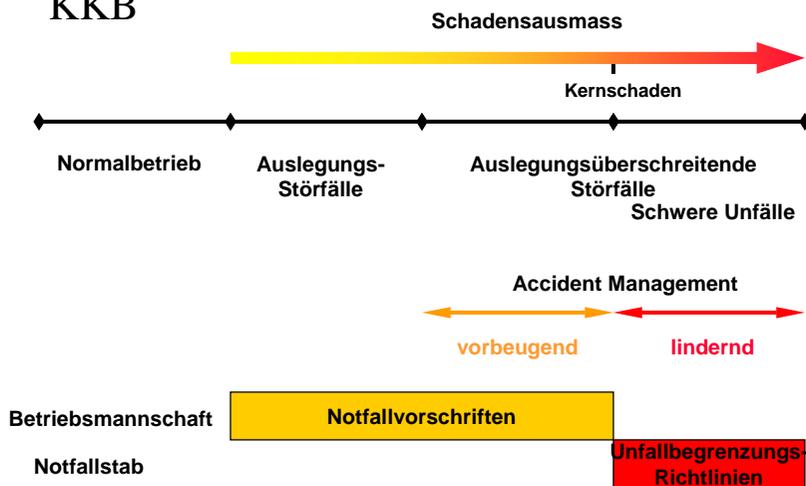


Abb. 4- KKB – Anwendung der Notfallvorschriften

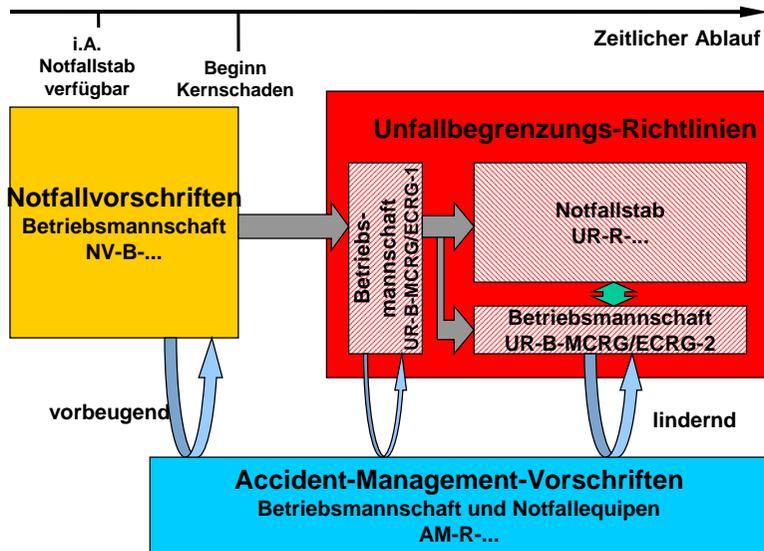
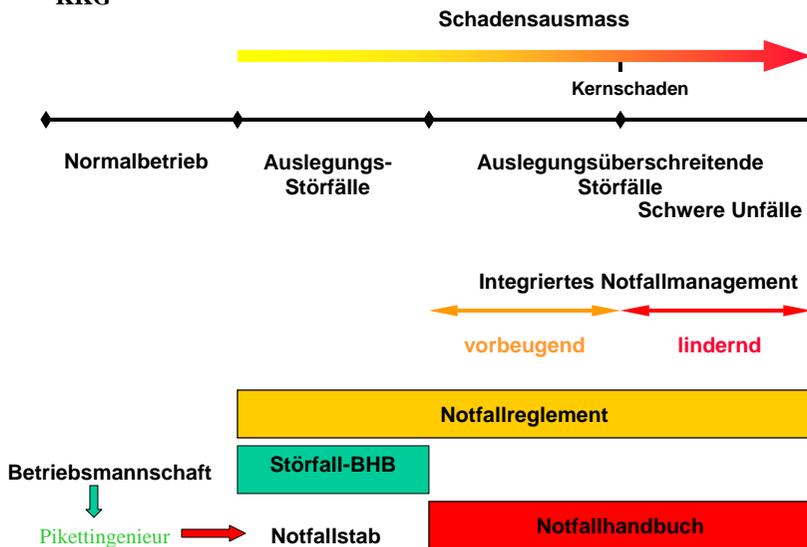


Abbildung 5: Struktur der Notfallvorschriften im KKG



Sitzung A4
Anlagentechnische Notfallmaßnahmen in
ausländischen Anlagen

**Prozeduren zum Management
schwerer Störfälle**

G. Breiling, W. Tietsch, R. Bastien
Westinghouse

Prozeduren zum Management schwerer Störfälle

Grundlagen, Anwendungen und Erfahrungsstand

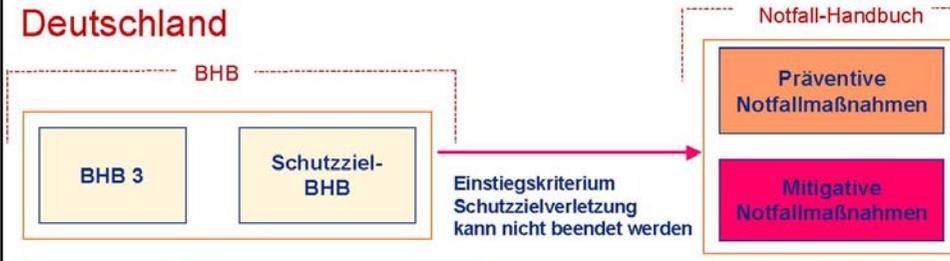
G. Breiling, W. Tietsch, R. Bastien
Westinghouse Electric

Prozeduren zum Management schwerer Störfälle

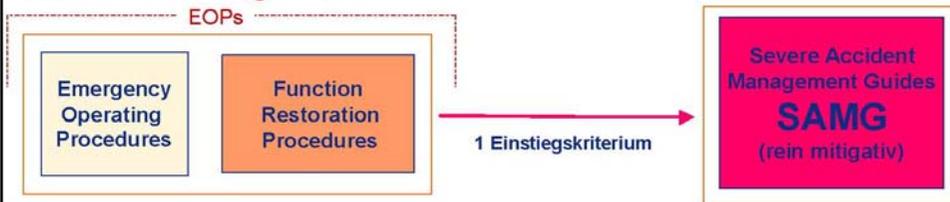
- ◆ Einleitung
- ◆ Anwendungsbereiche von Notfallmaßnahmen
- ◆ Aufgabenverteilung
- ◆ Strategien und Maßnahmen der Westinghouse SAMG
- ◆ Erfahrungsstand

Störfall- und Notfallmanagement

Deutschland



USA - Westinghouse



Management für schwere Störfälle (Westinghouse)



Severe Accident Management Guidelines: SAMG's

- Schutz der Spaltproduktbarrieren
- Minimierung der Freisetzung
- Milderung der Kernschmelzfolgen
- Wiederherstellung eines stabilen Langzeitzustandes

Aufgabenverteilung

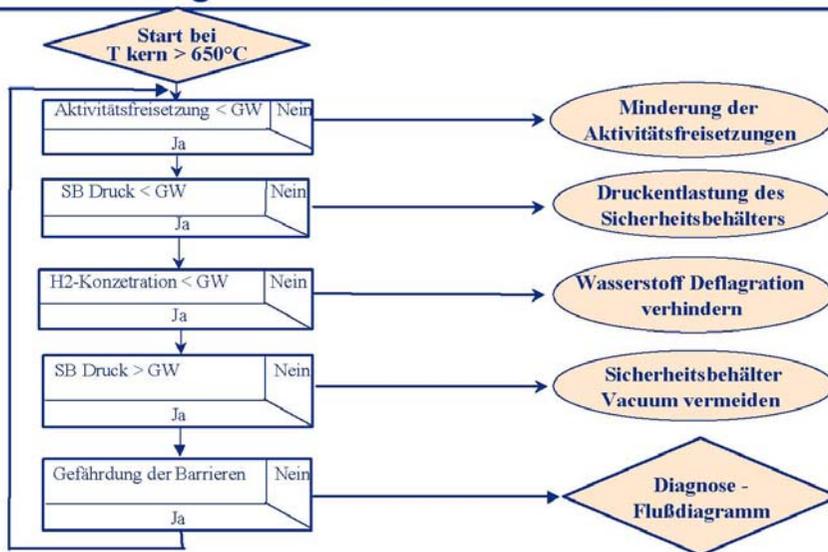
◆ Betriebsmannschaft

- Unfallbehandlung bis der Krisenstab einsatzfähig ist
- Kommunikation mit dem Krisenstab
- Überwachung des Anlagenzustandes
- Ausführen von Maßnahmen nach Vorgaben des Krisenstabes

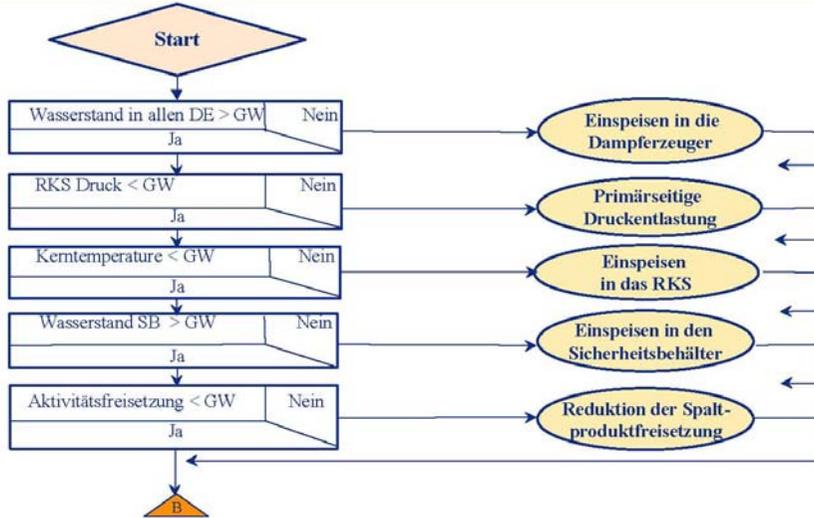
◆ Krisenstab

- Diagnose
- Auswahl der Handlungsstrategie und Prioritätenfestlegung
- Bewertung und Festlegung von Maßnahmen entsprechend der anzuwendenden Handlungsstrategie (Anwendung der detaillierten Richtlinien zur Behandlung schwerer Unfälle)
- Vorgaben der Maßnahmen für die Betriebsmannschaft

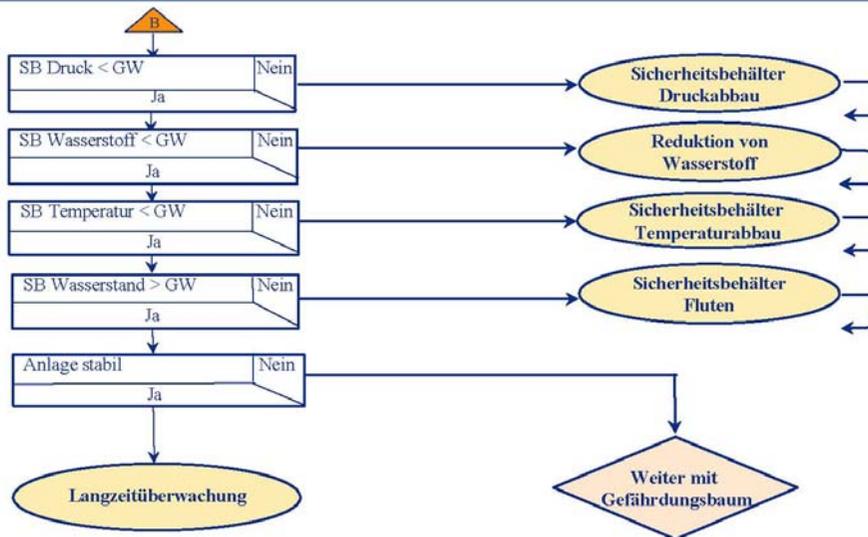
Gefährdungsbaum - Rückhaltebarrieren



Diagnose Flussdiagramm und Handlungsstrategien



Diagnose Flussdiagramm und Handlungsstrategien



Beispiel einer Handlungsstrategie

◆ Einspeisen in die die Dampferzeuger dient

- der Bereitstellung einer Wärmesenke als Voraussetzung für die Aktivitätsrückhaltung im Brennstoff oder
- der Bereitstellung eines sekundärseitigen Wasserreservoirs zur Aktivitätsrückhaltung im Falle des Aktivitätsübertritts durch Dampferzeugerdefekte oder
- dem Schutz der DE-Rohre gegen Kriechversagen, als Teil des Sicherheitsbehälterabschlusses und Barriere gegen die Freisetzung radioaktiver Stoffe

Beispiel einer Handlungsstrategie

◆ Primärseitige Druckentlastung dient

- der Absenkung des Primärkreisdruckes in den Druckbereichen noch verfügbarer Einspeisesysteme, als Voraussetzung für ein Wiederfüllen des Druckbehälters
- der Absenkung von Spannungen und zur Reduktion des Naturumlaufdurchsatzes zur Vermeidung von Hochtemperaturkriechversagen von Primärkreiskomponenten.
- der Absenkung des Primärkreisdruckes, um ein Hochdruckversagen des RDB zu verhindern.
- der Vermeidung von Spaltproduktfreisetzung bei hohem Druck in Anschlussleitungen
- der Absenkung des Primärkreisdruckes, um die Freisetzung von Spaltprodukten über gebrochenen DE-Heizrohre zu reduzieren

Beispiele von Maßnahmen

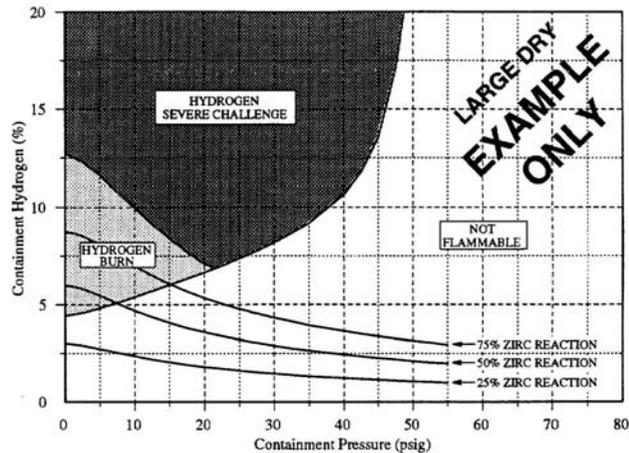
- ◆ Aufladen des Speisewasserbehälters, sekundärseitige Druckentlastung und Dampferzeugerbespeisung aufgrund des Druckgefälles
 - Umsetzung der Handlungsstrategie „Einspeisen in die Dampferzeuger“
- ◆ Sekundärseitige Druckentlastung und Einspeisung über einen Niederdruck-Einspeiseweg, wie z.B. die Kondensatpumpen oder Löschwasserpumpen
 - Umsetzung der Handlungsstrategie „Einspeisen in die Dampferzeuger“

Inhalt einer Maßnahmenbeschreibung

- ◆ Anweisungen mit einer Systematik zur Identifikation und Bewertung der einzusetzenden Systemtechnik
- ◆ Anweisungen zur Bewertung negativer Auswirkungen
- ◆ Anweisungen zur Festlegung der Grenzen
- ◆ Detailanweisungen an die Betriebsmannschaft
 - Voraussetzungen zur Durchführung der Maßnahme
 - Stellenweisungen zur Einleitung der Maßnahme, einschl. Verhinderung zielwiedriger Aktionen des Reaktorschutzes, Vor-Ort Aktionen
 - Einzuhaltende Grenzen und Vorsichtsmaßnahmen
- ◆ Anweisungen zur Überprüfung der Wirksamkeit
- ◆ Festlegung von Langzeitaspekten

Beispiel von Hilfsmitteln

Potential for Hydrogen Combustion Based on Wet Hydrogen Measurement



W-SAMG Referenzen

- ◆ Westinghouse Owners Group (34 EVU)
- ◆ Krsko, Ringhals (W-Anlagen) abgeschlossen
- ◆ Beznau (W-Anlage) abgeschlossen +
- ◆ Koeberg (Framatome) abgeschlossen +
- ◆ Borssele (KWU) abgeschlossen
- ◆ Temelin VVER-1000 abgeschlossen
- ◆ Dukovany VVER-440 abgeschlossen
- ◆ Bohunice VVER-440 in Bearbeitung
- ◆ Mohovce VVER-440 in Bearbeitung

+ SAMG für Stillstand/BE-Wechsel in Bearbeitung

Sitzung B
F+E Arbeiten zu schweren Störfällen

**Status nationaler und internationaler
Forschungsvorhaben und abgeleitete
Erkenntnisse zum Unfallablauf im
Primärsystem (in-vessel)**

**M. Koch,
RUB**

**M. Steinbrück
Forschungszentrum
Karlsruhe**







F&E Arbeiten zu schweren Störfällen:
Unfallablauf im Primärsystem

Marco K. Koch (LEE), Martin Steinbrück (FZK)

Fachtag der KTG-Fachgruppen Reaktorsicherheit und Thermo- und Fluidodynamik
 Karlsruhe, 25. - 26. September 2003

3





INES – Kriterien für die Einstufung

7 Katastrophaler Unfall	Schwerste Freisetzung: Auswirkungen auf Gesundheit und Umwelt in einem weiten Umfeld.	Tschernobyl, Ukraine, 1986
6 Schwerer Unfall	Erhebliche Freisetzung: Voller Einsatz der Katastrophenschutzmaßnahmen.	
5 Ernster Unfall	Schwere Schäden – mechanische Zerstörung oder Kernschmelzen – am Reaktorkern bzw. an den radiologischen Barrieren. Begrenzte Freisetzung: Einsatz einzelner Katastrophenschutzmaßnahmen.	TMI-II, USA, 1979 Windscale, UK, 1957
4 Unfall	Begrenzte Schäden am Reaktorkern bzw. an den radiologischen Barrieren. Strahlenexposition der Bevölkerung etwa in Höhe der natürlichen Strahlenexposition.	St. Laurent, F, 1980
3 Ernster Störfall	Weitgehender Ausfall der gestaffelten Sicherheitsvorkehrungen. Strahlenexposition der Bevölkerung in Höhe eines Bruchteils der natürlichen Strahlenexposition.	Greifswald, DDR, 1975, Vandellós, E, 1989
2 Störfall	Begrenzter Ausfall der gestaffelten Sicherheitsvorkehrungen. Innerhalb der Anlage: Unzulässig hohe Strahlenexposition des Anlagenpersonals.	
1 Störung	Abweichung von den zulässigen Bereichen für den sicheren Betrieb der Anlage	
0 Unterhalb der Skala, keine sicherheitstechnische Bedeutung		

4

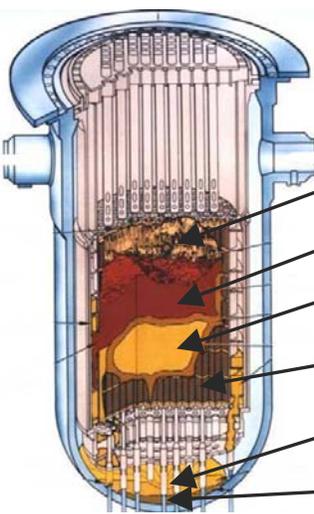


Forschungszentrum
Karlsruhe

LEE Leibniz für Energieumwandlung
und Energietechnik
Prof. Dr.-Ing. W.-G. Wagner



Endzustand des zerstörten Kerns bei TMI-2



- Hohlraum
- Debris-Bett, ca. 26t
- erstarrender Schmelzesee,
ca. 33t
- „intakte“ Restkernstruktur
- Debris im unteren Plenum,
ca. 13t
- monolithische Schicht wieder-
erstarrender Kerntrümmer, ca. 7t

5



Forschungszentrum
Karlsruhe

LEE Leibniz für Energieumwandlung
und Energietechnik
Prof. Dr.-Ing. W.-G. Wagner



atw 45. Jg. (2000) Heft 10: Anforderungen an die Schwere-Unfälle- und Risiko-Forschung

Accident Phase	SA/ST Issue	Status of Current Resolution	Significance to Accident Management & Risk-Informed Regulatory Decisions	Can Additional Research be Useful for Regulatory Decision-Making?
Early In-Vessel	Zr-Oxidation/H ₂ Generation	Adequate	High	No
	RCS & SG Structural Temperatures	Adequate	High	No
	Addition of Water & Recovery	Adequate	High	Unlikely
	Release of Volatiles & Semi-Volatiles (& Chemical Forms)	Adequate	High	Marginally
	Impact Air Ingression on H ₂ Generation & FP Release	Uncertain	High	Yes
Late In-Vessel	Melt/Debris Coolability in the Lower Plenum by Internal Flooding	Uncertain	High	Yes
	Melt/Debris Coolability in the Lower Plenum by External Cooling	Relatively Adequate	High	Yes
	Mode, Location & Size of Lower Head Failure	Some uncertainties remain	High	Yes
	Steam Explosion Leading to Upper Head and Containment Failure	Adequate	Low	No
	Steam Explosion Leading to Lower Head Failure	Some uncertainties remain	Low	Yes
	Zr-Oxidation/H ₂ Generation	Some uncertainties remain	Low	Yes
	Release of Volatiles & Semi-Volatiles	Uncertainties remain	Medium	Yes
	Hydrogen Transport, Distribution & Combustion	Uncertain for compartmentalized Containments	Low	Marginally
Other Issues	Retention of FPs in the SGs	Some uncertainties remain	High	Yes
	Retention of FP in overlying water pools	Adequate	High	No
	Fuel failure criteria	Uncertain	High	Yes
	FP Revaporization	Uncertain	High	Yes
	FP Resuspension	Uncertain	Low	Yes
	Volatilization potential of refractories	Uncertain	?	Yes

6

		Assessment of SA Risk	SAM Measures	
Corium	E U R S A F E	<i>COLOSS - ENTHALPY</i> <i>PLINIUS - LACOMERA</i>	ECOSTAR	EUROCORE
Reactor Pressure Vessel		LISSAC	ARVI	
Source Term		<i>LPP - THENPHEBISP</i> <i>ASTERISM II</i>	<i>ICHEMM</i>	
Hydrogen/Containment		HYCOM	SCACEX VERSAFE	THINCAT <i>PARSOAR</i>
By-Pass Sequences			<i>SGTR</i>	OPTSAM
Code Development		<i>PHEBEN 2</i>	<i>EVITA</i>	SAMOS

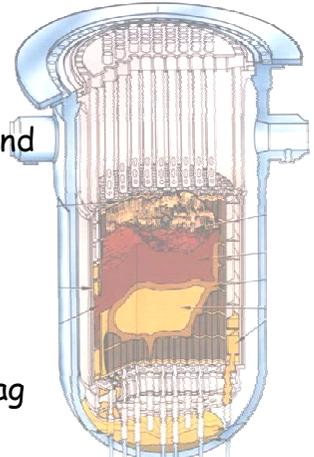
Phébus FP Programme

7 G. Van Goethem, Nuclear Energy Research and Training Programme, Nuclear Fission 2002-2006, 32nd Meeting of the CSNI, Paris, December 2002

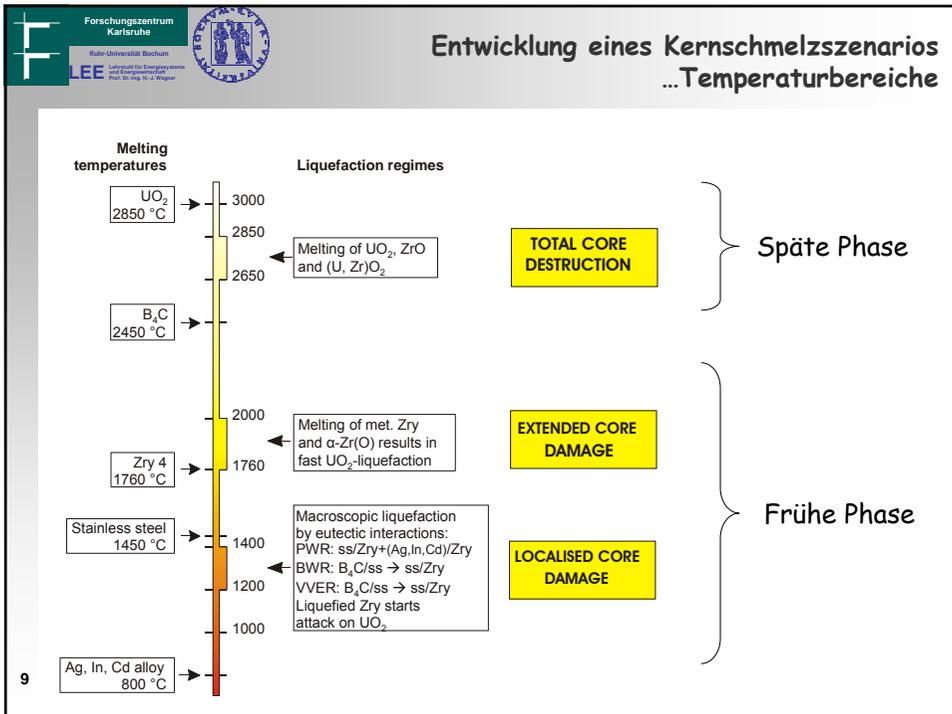
Status nationaler und internationaler Forschungsvorhaben

Schwerpunkte...

- Kernzerstörung – Kernschmelzen und Kernverlagerung
- Schmelzeverhalten/-kühlbarkeit im unteren Plenum
- Behälterversagen – Schmelzeaustrag
- Spaltproduktverhalten



8



Kernzerstörung — frühe Phase

Phänomene

- Stab- bzw. BE-Geometrie bleibt weitgehend erhalten.
- Metall-Oxidation und Wasserstofffreisetzung.
- Hüllrohrdeformation und „ballooning“.
- Bildung und Verlagerung von metallischen Schmelzen.
- Auflösung von UO₂ und ZrO₂ durch Zr-Schmelzen.
- Prozesse beim Wiederfluten (Quench) des teilzerstörten Kerns.

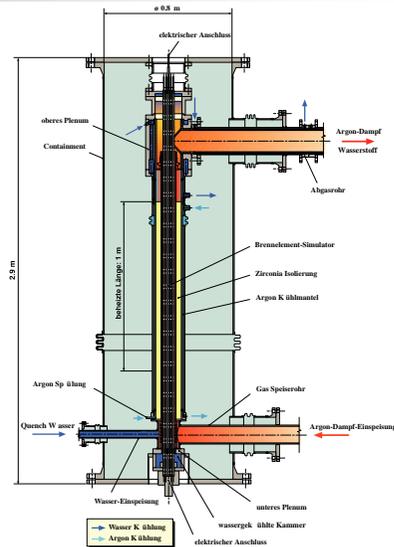
Ausgewählte Versuchsreihen (in-pile)

- PBF-SFD (INEL, 1982-1985)
- ACRR-DF (SNL, 1984, LWR)
- PHEBUS-SFD (IPSN, 1986-1989, DWR)

10

Ausgewählte Versuchsreihen (out-of-pile)

- CORA (KfK, 1987-1993,
LWR, VVER).
- QUENCH
(FZK, 1997- laufend,
LWR, VVER):



QUENCH-Bündel (21 Stäbe)

11

Status Quo

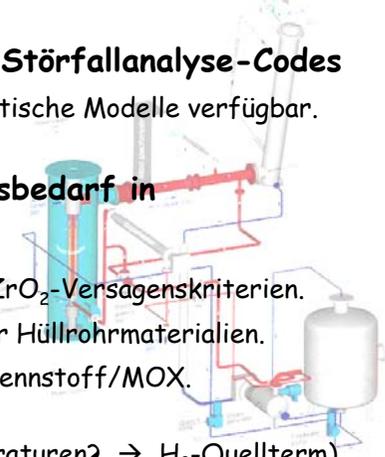
- Allgemein gutes Verständnis für die Phänomenologie vorhanden.

Modellierung und Umsetzung in Störfallanalyse-Codes

- Leistungsfähige, validierte mechanistische Modelle verfügbar.

Offene Fragen und Entwicklungsbedarf in Einzelbereichen

- Oxidation metallischer Schmelzen, ZrO_2 -Versagenskriterien.
- Verhalten neuer, abbrandoptimierter Hüllrohrmaterialien.
- Verhalten von hochabgebranntem Brennstoff/MOX.
- Phänomene beim Quenchen
(Kühlung oder Eskalation der Temperaturen? → H_2 -Quellterm).



12

Phänomene (wie bei TMI-II aufgetreten)

- Bildung und Verlagerung keramischer Schmelzen + Debris.
- Verlust der Brennelementgeometrie, Bildung von Schüttbetten und Schmelzepools.
- Stabilisierung bzw. Versagen einer Schmelzkruste.

Versuchsreihen

- PHEBUS-SFD (IPSN, 1986-1989, DWR, in-pile).
- ACRR-DC und -MP (SNL).
- LOFT-LP-FP2 (INEL, 1985, DWR, in-pile).
- CORA (KfK, 1987-1993, SWR, DWR, VVER, out-of-pile).
- PHEBUS-FP (IRSN, 1993-laufend (PHEBUS-STLOC), LWR, in-pile) →

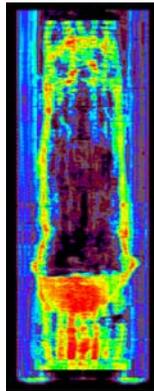
13

	FPT-0	FPT-1 (ISP-46)	FPT-2	FPT-3	FPT-4	FPT-5
Primärkreislauf						
Hauptmerkmal	frischer Brennstoff in oxidierender Umgebung	vorbestrahlter Brennstoff in oxidierender Umgebung	vorbestrahlter Brennstoff in reduzierender Umgebung	in Planung	Schüttbett	Luft Eintritt
Systemdruck	niedrig	niedrig	niedrig		hoch	mittel/niedrig
Borsäure	nein	nein	ja		nein	nein
Brennstoffbündel						
max. Brennstofftemperatur	UO ₂ -Schmelze: T>3113K< 20% der Masse	Tmax>2700K	UO ₂ -Schmelze: T>3113K< 20% der Masse	in Planung	Schmelze<40% Tmax>2700K	UO ₂ -Schmelze: T>3113K< 20% der Masse
Manteloxidation bei 2000 K	wenig	wenig	viel		wenig	viel
Kontrollstab	Ag-In-Cd	Ag-In-Cd	Ag-In-Cd		keiner	keiner
Abbrand [GWd/t]	frischer Brennstoff	20 - 24	22 - 26		26 - 30	28 - 33
Sicherheitsbehälter und Versuchsdurchführung						
Sumpf pH-Wert	sauer	sauer	basisch	in Planung		basisch
Sprühen mit Sumpfwasser	früh	ohne	spät		ohne	ohne
Durchführung	Dez 93	Jul 96	Jul 00		Jul 99	annulliert

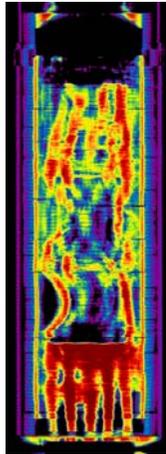
14

PHEBUS-FP: Bündeldegradation nach den Versuchen

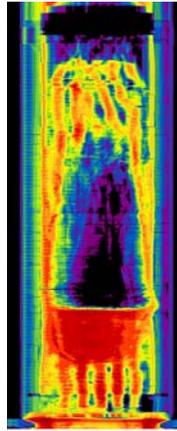
FPT0



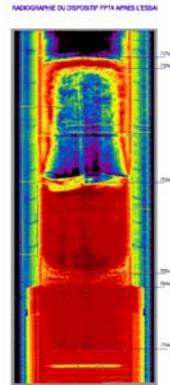
FPT1



FPT2



FPT4



15

IRSN

Status Quo

- Phänomenologie der Bildung von Debrisbett/Schmelzpool im Kern weitgehend verstanden.

Offene Fragen

- Zeitpunkt des Übergangs von Stabgeometrie zu Schüttnbett bzw. Schmelzpool.
- Schmelztemperaturen komplexer Materialien.
- Verhalten hochabgebrannten Brennstoffs/MOX.
- Verhalten und Versagen der den Schmelzpool tragenden Kruste (Molten Pool Failure Modes → Corium-Charakteristika bei Erreichen des unteren Plenums).

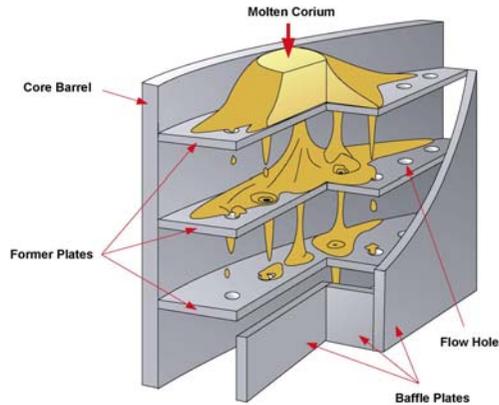
Modellierung und Umsetzung in Störfallanalyse-Codes

- ISP-46 PHEBUS FPT1: Ergebnisse zum thermischen Ansprechverhalten des Brennelementes, zur H₂-Produktion sowie zur Brennstoffverlagerung (Core Final State) zufriedenstellend, aber
- Gegenstand laufender Aktivitäten → ATHLET-CD, ICARE/CATHARE, SCDAPSIM, ASTEC, MELCOR.

16

Phänomene

- Sukzessive Schmelzeverlagerung - geringe Wahrscheinlichkeit bei LWR, potentielle Relevanz für WWER-440-Designs.
- Kohärente Schmelzeverlagerung (DWR) nach Versagen der den Schmelzepool tragenden Kruste.
- Ablation von Strukturen.
- Schmelze-Kühlmittel-Wechselwirkung (FCI) und Quenching.

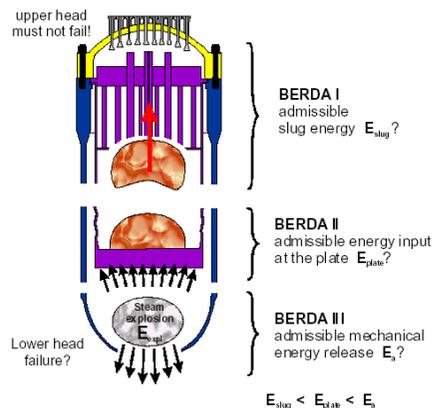


17

Versuchsreihen

- Experimentelle Datenbasis eng begrenzt.
- Ex-Reactor XR (SNL, 1993, SWR, trockener Kern).
- **FCI:**
FARO, KROTOS, ALPHA, PREMIX, BERDA,
laufend:
ECO, TROI, MFMI, SERENA.

...BERDA:
Untersuchung der Integrität des RDB nach einer angenommenen Schmelze-Kühlmittel-Wechselwirkung (FCI) im unteren Plenum



$$E_{slug} < E_{plate} < E_s$$

If $E_{exp} \approx E_s$, then upper head integrity is confirmed

18

Status Quo

- Aktueller Stand des Wissens basiert hauptsächlich auf TMI-2.
- FCI: mehrere Programme/Modelle, aber noch kein abschließendes Bild, vernachlässigbar geringe Wahrscheinlichkeit, dass FCI zum Versagen des RDB führt (z.B. Ergebnisse der BERDA Versuche).

Offene Fragen

- Zeitpunkt und Schmelzeflussrate der verlagerten Materialien.
- FCI: Bedingungen für energetische Schmelze-Kühlmittel-WW, Menge der Schmelze, die für Energiekonversion von thermischer in mechanische Energie zur Verfügung steht, maximale Konversionsraten und Reaktionsdrücke.

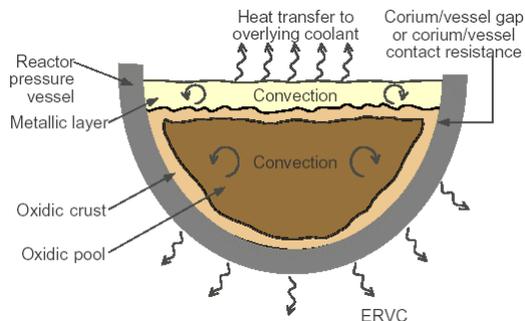
Modellierung und Umsetzung in Störfallanalyse-Codes

- Weiterentwicklung der für die späte Phase angeführten Codes.
- FCI: 2D-mechanistische Modelle in Entwicklung, mangelhafte Datenbasis für die Validierung.

19

Phänomene

- Wärmetransport im Debrisbett.
- Schmelzepoolbildung, Konvektion der Schmelze, Krustenbildung.
- Schichtbildung im Schmelzepool, Fokussierungseffekte der Wärmebelastung.
- Spaltbildung zwischen Debrisbett/Poolkruste und der RDB-Wand, Spaltkühlung.
- Außenkühlung des RDB.



20

Versuchsreihen

- FARO (Bildung und Kühlbarkeit von Corium-Debris-Bett),
- LAVA, FAI,
- ACOPO, COPO I+II, BALI,
SIMECO (Thermohydraulik des Schmelzepools),
- SULTAN (Ex-Vessel Flooding),
- FOREVER,
- OECD RASPLAV Phase I und II,

- MASCA I und MASCA II (2003-2006),
- LIVE (Start 2004, geplante Laufzeit ca. 5 a, FZK).

21

Status Quo

- RASPLAV/MASCA: Eigenschaftsdaten von prototypischen Kernschmelzen.
- Spaltbildung zwischen Debris/Pool und Wand.
- Innen-
kühlung: Schmelzerückhaltung für Reaktoren mit kleiner Leistung möglich, ansonsten stark vom Reaktortyp abhängig (Leistungsdichte/Nachzerfallswärme, Geometrie, Wasserstand ...).
- Aussen-
kühlung: Kühlung stark abhängig von Design des RDBs und der Reaktorgrube.

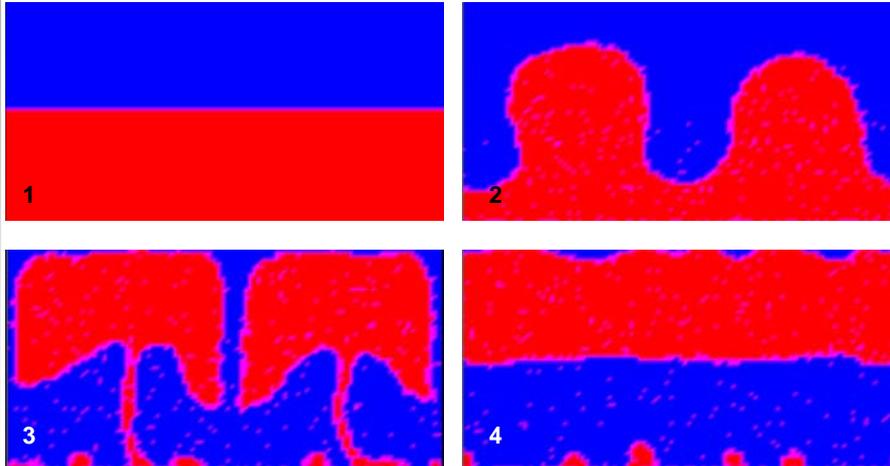
Offene Fragen

- Wärmeabfuhr über Spalt.
- Entmischung und Schichtung der Schmelze → derzeit: Umsetzung in Detailcodes.

Modellierung und Umsetzung in Störfallanalyse-Codes

- Gegenstand laufender Aktivitäten, z.T. auch
- 22 ■ Entwicklung entsprechender Module (z.B. AIDA für ATHLET-CD) zur Einbindung in Störfallanalysecodes.

- Erste Ansätze zur Beschreibung der Entmischungskinetik in Detailcodes:



23

Phänomene

- Druckniveau bei RDB-Versagen.
- Lokales oder globales Versagen der unteren Kalotte.
- Versagen von Durchführungen.
- Schmelzeaustrag ins Containment (HPME → DCH).
- Luft Eintritt nach Versagen.

Versuchsreihen

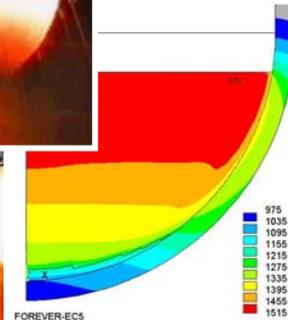
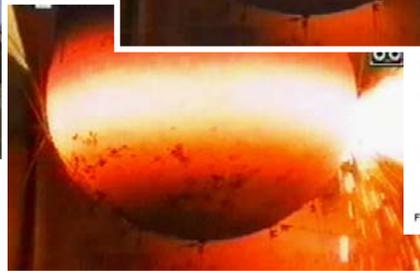
- DISCO (laufend).
- Luft eintritt: CODEX, DRESSMAN, QUENCH, PHEBUS STLOC-1 (laufend).
- FOREVER.
- LHF, OLHF.

24

Behälterversagen – Schmelzeausstrag



FOREVER-Experimente und theoretische Begleitung durch FZR



25

H.-G. Willschütz, KEK-Workshop, JK' 2003, Berlin

Behälterversagen – Schmelzeausstrag Übersicht der Experimente OLHF-1 bis 4

OLHF-1
4.7 MPa (RCS)



$T_{\text{inside}} = 1450 \text{ K}$
 Area of failure = 17.1 cm²
 (0.22 m FSE diameter)
 $t_{\text{failure}} - t_{800} = 56 \text{ min}$

OLHF-2
2.02 MPa (RCS)



$T_{\text{inside}} = 1750 \text{ K}$
 Area of failure = 36.5 cm²
 (0.33 m FSE diameter)
 $t_{\text{failure}} - t_{800} = 96 \text{ min}$

OLHF-3
Transient:
2.02 MPa (RCS)
to 4.7 MPa (RCS)



$T_{\text{inside}} = 1380 \text{ K}$
 Area of failure = 1180 cm²
 (1.9 m FSE diameter)
 $t_{\text{failure}} - t_{800} = 52 \text{ min}$

OLHF-4
2.02 MPa (RCS)



Separation of the penetration welds from the base material.

$T_{\text{inside}} = 1650 \text{ K}$
 Area of failure ~ 1 cm²
 $t_{\text{failure}} - t_{800} = 73 \text{ min}$

26

L.L. Humphries et al., OECD Lower Head Failure Project, Final Report, Vol. 1, SNL

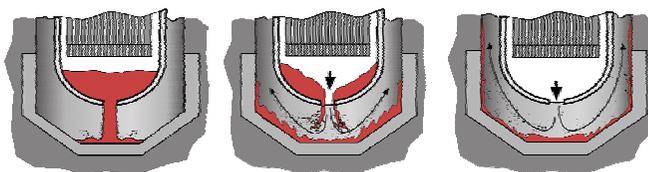
Status Quo/offene Fragen

- Modus und Zeitpunkt des Versagens weitgehend unsicher und auch stark abhängig vom Design des RDBs.
- Szenarien für Lufteintritt, Kinetik der Luftoxidation.

Modellierung und Umsetzung in Störfallanalyse-Codes

- Aktuelle Entwicklung von Detailcodes zur Beschreibung des Behälterversagens.
- Einfache parametrische Modelle zum Schmelzeaustrag sind in Integral-Codes implementiert, z.B. in MELCOR (LH-Modell bzw. detailliertes BH-Paket) oder RUPUIICUV in ASTEC.
- SCDAP/RELAP5: Behälterversagen wird als Funktion der Temperatur und effektiv auftretenden Spannungen beschrieben (Kriechbruch).
- Schnittstelle zwischen In- und Ex-Vessel Codes.
- Implementierung in Containment-Codesystemen → CONTAIN, COCOSYS.

27

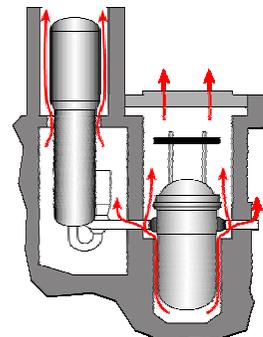


1. Strahlaustritt

2. Gasdurchbruch

3. Gasabbläsung

- Drei Phasen des Schmelzeaustrags.
- Erzeugung von Aerosolen durch Feinfragmentierung, Entrainment und Verdunstung.
- Transport radioaktiver Schmelzpartikel mit der Gasströmung aus dem RDB in entferntere Raumbereiche.



28

Phänomene

- Freisetzung von Spaltprodukten und Aktiniden aus intaktem Brennstoff.
- Wechselwirkungen zwischen intaktem Brennstoff, Schüttbetten, Schmelze und Kühlmittel (Re-flood).
- Aufteilung in Phasen während Schmelzen und Wiedererstarrung.
- Freisetzung bei stark oxidierenden Umgebungsbedingungen.
- Transport in/aus Schmelzepools.
- Freisetzung in/aus Wasservorlagen (Leaching/nasse Resuspension).
- Gasphasenphänomene/-chemie, Aerosolverhalten.
- Aerosolrückhaltung.

⇒ Primärer Quellterm.

Versuchsreihen

- | | | |
|--------------------------------|-----------------|---------------------------------|
| ■ LOFT, | ■ RUCAT (AEKI), | ■ 5 th FW LPP Tests, |
| ■ VERDON, | ■ CODEX-RU, | ■ ARTIST Programm, |
| ■ STORM, | ■ PHEBUS 2K, | ■ MASCA II, |
| ■ 4 th FW MP Tests, | ■ HEVA/VERCORS, | ■ AECL-BTF. |

29

Status Quo

- Zur Freisetzung flüchtiger Spaltprodukte aus Brennstäben existieren angemessene Datenbanken.
- Verfügbare Daten zum Freisetzungverhalten weniger flüchtiger Spaltprodukte und Kernmaterialien aus einem zerstörten Kern sind stark eingeschränkt, insbesondere in Bezug auf die Freisetzung aus Schmelzepools.

Offene Fragen

- Freisetzung unter oxidierenden Bedingungen, während der Flutphase sowie aus Schmelzepools.
- Ruthenium-Transport und -chemie.
- Thermochemische Datenbanken unvollständig.
- Aerosolverhalten.

Modellierung und Umsetzung in Störfallanalyse-Codes

- Freisetzung flüchtiger Spaltprodukte gut beschrieben (ISP-46).
- Gegenstand laufender Aktivitäten →
 - ATHLET-CD (SOPHAEROS),
 - ICARE/CATHARE,
 - ASTEC (ELSA, SOPHAEROS),
 - MELCOR.

30

- Die frühe Phase der Kernzerstörung ist gut verstanden, entsprechende Modelle sind in den Störfallanalyse-Codes weitgehend implementiert.
- Die späteren Phasen sind phänomenologisch grundsätzlich verstanden;
Daten und validierte Modelle fehlen größtenteils.
- Die Entwicklung des Kenntnisstandes zur Degradation des Kerns unter den Bedingungen eines schweren Unfalls ist aufgrund der hohen Komplexität der Materie (Materialwechselwirkungen, Thermohydraulik, unterschiedliche Designs und Abbrandzustände ...) ein evolutionärer Prozess.
- Zusätzliche Aufgabenstellungen ergeben sich aus dem Bestreben, Laufzeiten und Abbrände zu erhöhen und den hieraus resultierenden Einflüssen auf die Reaktorsicherheit.

Sitzung B
F+E Arbeiten zu schweren Störfällen

**Status nationaler und internationaler
Forschungsvorhaben und abgeleitete
Erkenntnisse zum Unfallablauf im
Containment (ex-vessel)**

**H.-J. Allelein,
GRS**

**H. Alsmeyer
Forschungszentrum
Karlsruhe**



Status nationaler und internationaler Forschungsvorhaben und abgeleitete Erkenntnisse zum Unfallablauf im Containment (ex-vessel)

H.-J. Allelein¹⁾, H. Alsmeyer²⁾

- 1) Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit
- 2) Forschungszentrum Karlsruhe

Fortschritte bei der Beherrschung und Begrenzung der Folgen auslegungsüberschreitender Ereignisse
KTG-Fachtag, Forschungszentrum Karlsruhe, 25.-26. September 2003

1



Unfallablauf im Containment (ex-vessel)



Inhalt:

- Thermohydraulik im SB, incl. H₂-Vorgänge
- Aerosolverhalten und Jodchemie
- Schmelzeverhalten: Austritt aus RDB, Ausbreitung, Fundamenterosion, eventuelle Kühlbarkeit der Schmelze

Schwerpunkt der F+E-Arbeiten zu diesen Themen liegt in den Staaten der EU (nationale und CEC-Mittel, auch Fortentwicklung LWR)

Fortschritte bei der Beherrschung und Begrenzung der Folgen auslegungsüberschreitender Ereignisse

KTG-Fachtag, Forschungszentrum Karlsruhe, 25.-26. September 2003

2



1. Thermohydraulik im SB incl. Wasserstoffverhalten



Thermohydraulik im Sicherheitsbehälter

Rechenprogramme

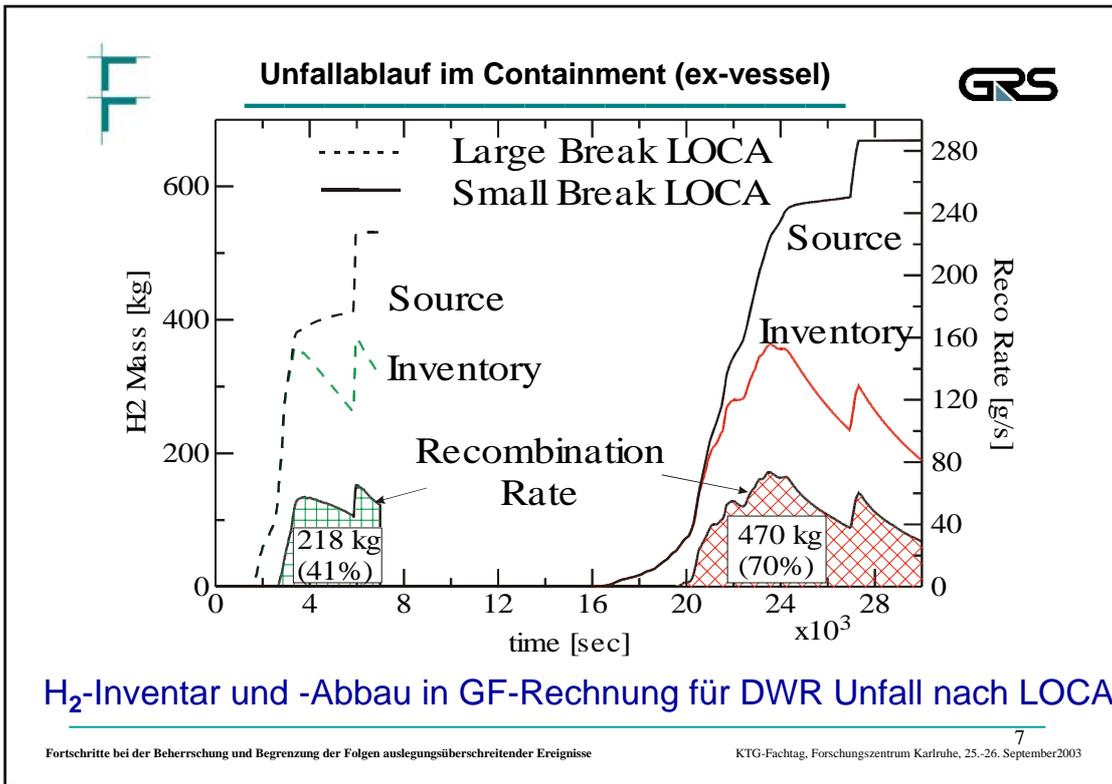
- COCOSYS, lumped parameter (GRS)
- GASFLOW, Feldmodell (FZK)

Validierung

- nationaler 'Benchmark' (ThAI)
- ISP 47 (TOSQAN, MISTRA, ThAI)
- OECD-SETH (PANDA)

Versuchsanlagen

- [HDR, Battelle-Containment]
- ThAI (Becker Techn., Eschborn)
- TOSQAN (IRSN, Saclay)
- MISTRA (CEA, Saclay)
- PANDA (PSI, Würenlingen)



Unfallablauf im Containment (ex-vessel)

2. Aerosolverhalten und Jodchemie

Fortschritte bei der Beherrschung und Begrenzung der Folgen auslegungüberschreitender Ereignisse 8
KTG-Fachtag, Forschungszentrum Karlsruhe, 25.-26. September 2003



Unfallablauf im Containment (ex-vessel)



Aerosolverhalten

Rechenprogramme:

- COCOSYS (GRS), MELCOR (USA)

Versuchsanlagen:

- Battelle: DEMONA, VANAM, KAEVER
- LACE (USA)
- VICTORIA (Finnland)
- PHEBUS-FP (IRSN & CEA F)

Validierung:

- ISP37 (VANAM M3)
- ISP44 (KAEVER, mehrere Versuche)

Jodverhalten (Chemie und Transport)

- COCOSYS-AIM (GRS), MELCOR (USA)

- RTF (AECL Kanada)
- CAIMAN (IRSN & CEA F)
- ThAI (Becker Techn & FRAMATOME)
- PHEBUS-FP (IRSN & CEA F)

- ISP41 (RTF & CAIMAN)
- ISP46 (PHEBUS-FTP1)

**Fortschritt durch internationale Kooperation,
aber noch erheblicher Bedarf bei Modellbildung**



Unfallablauf im Containment (ex-vessel)



3. Ex-vessel Schmelzeverhalten



Unfallablauf im Containment (ex-vessel)



Mögliche Versagensarten des RDB:

Lower Head Failure Tests bei Sandia, Scala 1:4.85, Wandstärke 30mm, $p = 10\text{MPa}$



Penetration through hole enlargement



Uniform heating, failure at 1000 K



Edge-peaked heat flux, $T=965\text{ K}$



Edge-peaked heat flux, $T=1000\text{ K}$, pressure step

Fortschritte bei der Beherrschung und Begrenzung der Folgen auslegungüberschreitender Ereignisse

11
KTG-Fachtag, Forschungszentrum Karlsruhe, 25.-26. September 2003



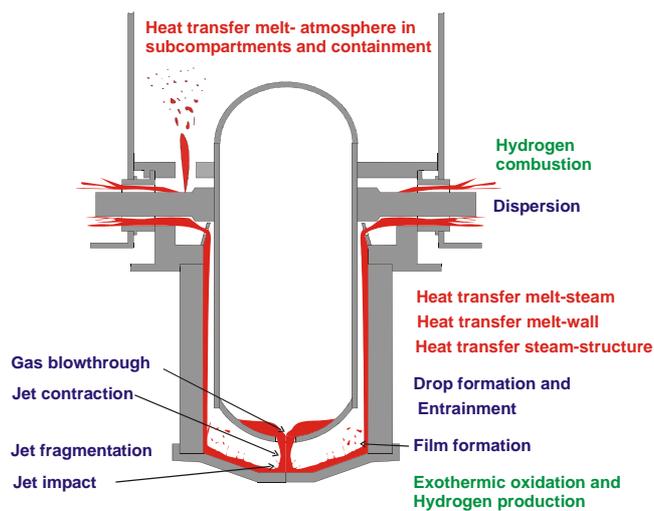
Unfallablauf im Containment (ex-vessel)



Schmelzeaustrag aus RDB bei reduziertem Druck des Primärkreises

Fragestellung:

- Lokalisierung der Schmelze
- Druck und Zusammensetzung der Gase in Reaktorräumen



Fortschritte bei der Beherrschung und Begrenzung der Folgen auslegungüberschreitender Ereignisse

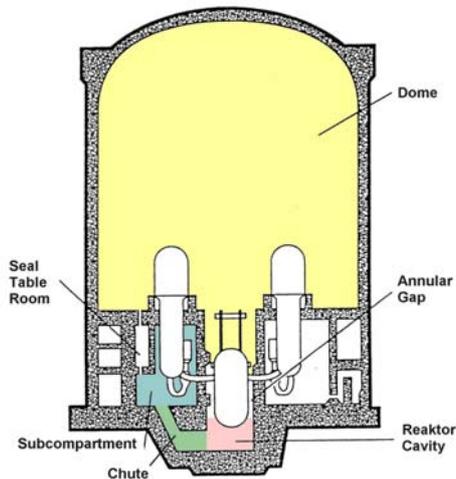
12
KTG-Fachtag, Forschungszentrum Karlsruhe, 25.-26. September 2003



Unfallablauf im Containment (ex-vessel)



DCH-Research in 1981 to 1996 concentrated on specific geometries:



US-reactor design:

- small hole in lower head
- open cavity with chute
- sub-compartments
- high pressure

Main results:

- No scaling effect for pressurization
- Dispersion out of cavity > 70 %
- Strong geometry effect

Annular space around RPV accounts for ca. 10 % dispersal.

All models were based on this geometry, therefore *not* applicable for different geometry.



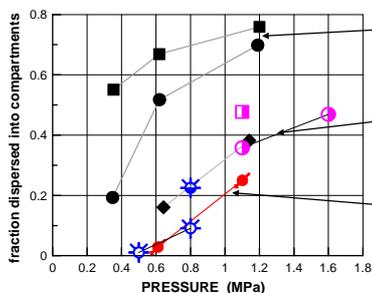
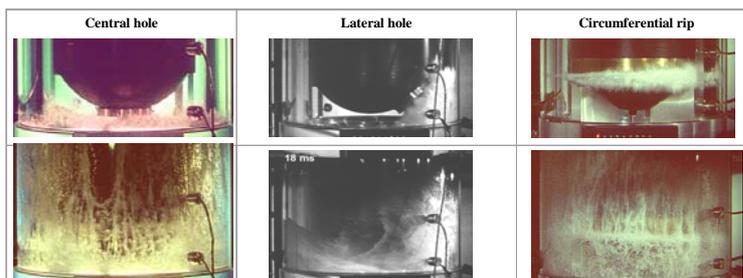
Unfallablauf im Containment (ex-vessel)



Neue DISCO- Experimente für enge Kaverne:

start of melt ejection ↗

after some seconds →



1. Holes near the center of the lower head lead to **high dispersion** out of the cavity, even for pressures as low as 1 MPa.
2. Small lateral breaches at a high position lead to **smaller dispersion**, because a large fraction of liquid remains in the lower head.
3. Large lateral breaches (**unzipping of lower head**) lead to **small dispersion**, because gas can blow down without hold-up by liquid and the blow down time is very short.



Unfallablauf im Containment (ex-vessel)



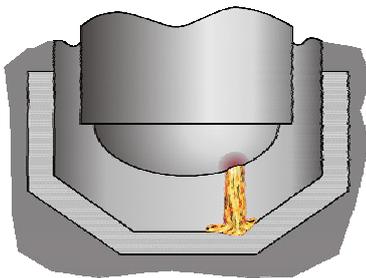
- Schmelzeaustrag bei RDB-Versagen hängt stark von Geometrie und Versagensmode ab: Notwendigkeit skalierter Experimente mit Übertragung durch Rechenprogramm
- Trend:
 - Für enge Kavernen Begrenzung des Austrags < 10 % für $p < 5$ bar
 - Druckanstieg im SB kurzzeitig um 2 – 4 bar (Entspernung der Schmelze, H_2 -Verbrennung)



Unfallablauf im Containment (ex-vessel)



Erosion des Beton durch druckgetriebenen, kompakten Schmelzestrahl: KAJET Experimente



Erosion durch
⇐ Eisen-Strahl
(5 - 7 mm/s)



⇐ Oxid-Strahl
(3 - 4 mm/s)

- Abschätzung der Erosionstiefe aus Erosionsrate und Strahldauer < 130 mm



Unfallablauf im Containment (ex-vessel)



Ausbreitung der Schmelze im Fundamentbereich

- Gleichmäßiger Angriff des Fundaments
- Verbesserte Kühlbarkeit

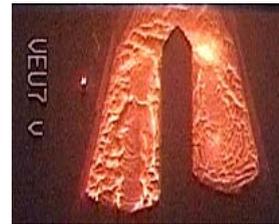
wichtig: **Einfluß von Ausflußrate und Übertemperatur der Schmelze**

Rechenprogramme:

- CORFLOW
- LAVA
- THEMA
- CROCO

Experimente:

- FARO
- VULCANO
- COMAS
- KATS
- ECOKATS



CEA: VULCANO Versuch mit UO_2 -haltiger Schmelze (50 kg)

aktuell:

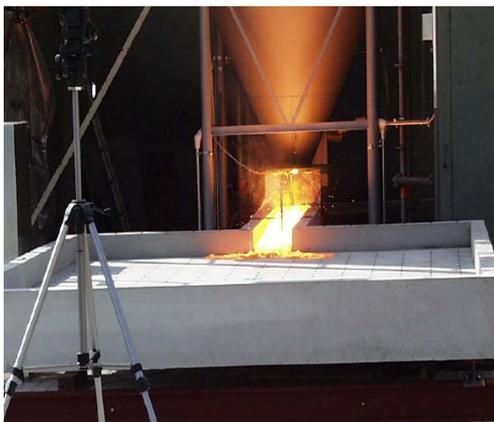
Abschließende Programmvalidierung im Rahmen des EU-Programms ECOSTAR



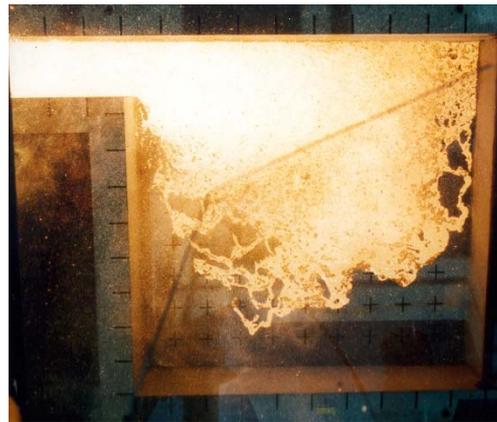
Unfallablauf im Containment (ex-vessel)



Ausbreitung der Schmelze im Fundamentbereich



ECOKATS-1: Beginn der Oxid-Ausbreitung (600 kg, 1600°C, auf 3 m × 4 m Beton)



ECOKATS-2: Beginn der Schmelze-Ausbreitung (3200 kg, 1800°C, auf 2 m × 2 m Beton)



Fundamenterosion durch Schmelzeangriff in der Reaktorgrube

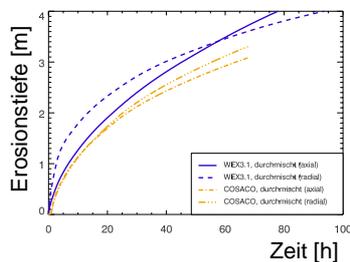
- Anfängliche Erosion: Zr-Oxidation und Übertemperatur der Schmelze wichtig, Unsicherheiten aus Schmelzeaustrag
- Langzeitige Erosion würde das 6 m dicke Fundament nach 5 – 10 Tagen durchdringen (Aussagen aus Deutsche Risikostudie-B 1990).
- Neuere Untersuchungen geben eine detailliertere Sicht des Schmelzeverhaltens, insbesondere zu den komplexen physikalisch-chemischen Prozessen, die mit Einsetzen der Erstarrung ablaufen (Bildung von Krusten mit Segregation der Phasen).

Konsequenzen:

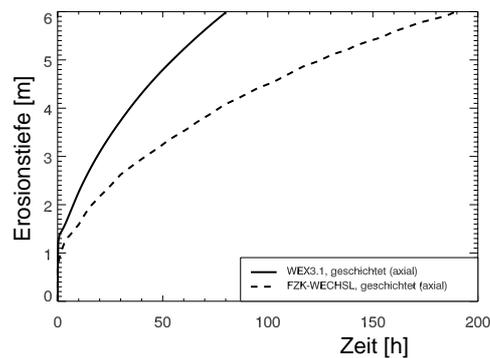
- Höhere Temperatur der Restschmelze
- Notwendigkeit der besseren Vorhersage von axialen zu radialen Erosionsraten
- Aktuell vertiefte experimentelle Untersuchungen bei FANP (D), CEA (F) und ANL (USA), gefördert durch OECD



Fundamenterosion nach unten



a) durchmischte Schmelze



b) geschichtete Schmelze

- Referenzfall DRS-B: Zeiten für Fundamentdurchdringung zwischen 3,3 und >12 Tagen
- Verbesserung der Modellierung wegen Bedeutung für einzuleitende Maßnahmen

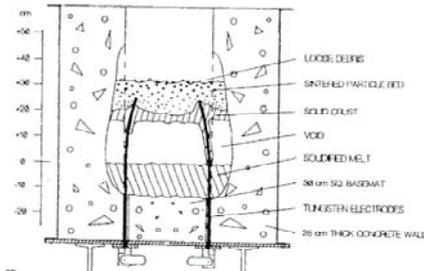


Unfallablauf im Containment (ex-vessel)



Kühlbarkeit der Schmelze im Fundamentbereich

- a) Kühlung durch Flutung von oben
 Kühlwirkung begrenzt durch Oberflächenkruste



MACE-M0: Konfiguration nach Test



ECOKATS-2: Bildung einer Kruste nach Flutung, Oberfläche 2 m x 2 m

- Begrenzte Kühlwirkung bei typischen Schmelzhöhen
- Weitere Untersuchungen bei ANL (OECD)

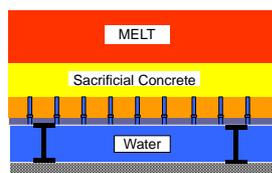


Unfallablauf im Containment (ex-vessel)

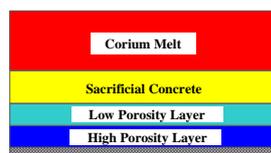


Kühlbarkeit der Schmelze im Fundamentbereich

- b) Kühlung durch Flutung von unten: COMET-Konzept (FZ Karlsruhe)



Wasser aus Kühlkanälen



Wasser aus porösem Beton



- gute Kühlwirkung durch Aufbrechen der Schmelze, weitere Optimierung im Gang



Kühlbarkeit der Schmelze im Fundamentbereich

- Weitere Lösungen im Zusammenhang mit neuen LWR (EPR) ⇒ Kombination verschiedener Maßnahmen
- Für existierende Reaktoren bleiben Notwendigkeit und Anwendbarkeit zu bewerten

Sitzung B
F+E Arbeiten zu schweren Störfällen

**Verbleibende Fragestellungen zukünftiger
Forschungsarbeiten**

**J. Rohde,
GRS**

**W. Scholtyssek
Forschungszentrum
Karlsruhe**

F

F&E Arbeiten **GRS**
zu schweren Störfällen -
Verbleibende Fragestellungen zukünftiger
Forschungsarbeiten

W. Scholtyssek¹⁾, J. Rohde²⁾

- 1) Forschungszentrum Karlsruhe GmbH
- 2) Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit mbH

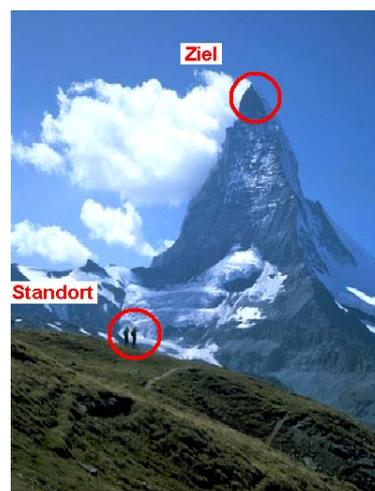
Fortschritte bei der Beherrschung/Begrenzung der Folgen auslegungsüberschreitender Ereignisse
KTG-Fachtag, Forschungszentrum Karlsruhe, 25.-26. September 2003

F

F+E Arbeiten zu schweren Störfällen - **GRS**
Verbleibende Fragestellungen zukünftiger
Forschungsarbeiten

**Einfache Bearbeitung
des Themas (?):**

**Beschreibung des
Weges vom Standort
zum Ziel.**



Fortschritte bei der Beherrschung/Begrenzung der Folgen auslegungsüberschreitender Ereignisse

KTG-Fachtag, Forschungszentrum Karlsruhe, 25.-26. September 2003



F+E Arbeiten zu schweren Störfällen -
Verbleibende Fragestellungen zukünftiger
Forschungsarbeiten



Die Wirklichkeit:

Weder der Standort



Fortschritte bei der Beherrschung/Begrenzung der Folgen auslegungsüberschreitender Ereignisse

KTG-Fachtag, Forschungszentrum Karlsruhe, 25.-26. September 2003



F+E Arbeiten zu schweren Störfällen -
Verbleibende Fragestellungen zukünftiger
Forschungsarbeiten



Die Wirklichkeit:

**Weder der Standort
noch das Ziel sind
eindeutig bestimmt und
bestimmbar.**

Die Gründe:



Fortschritte bei der Beherrschung/Begrenzung der Folgen auslegungsüberschreitender Ereignisse

KTG-Fachtag, Forschungszentrum Karlsruhe, 25.-26. September 2003



F+E Arbeiten zu schweren Störfällen - Verbleibende Fragestellungen zukünftiger Forschungsarbeiten



1) Es gibt keine quantifizierbaren Akzeptanzkriterien auf dem Gebiet der schweren Störfälle



Beispiel Auslegungsstörfall:

Max. Hüllrohrtemperatur 1200 °C

Fortschritte bei der Beherrschung/Begrenzung der Folgen auslegungsüberschreitender Ereignisse

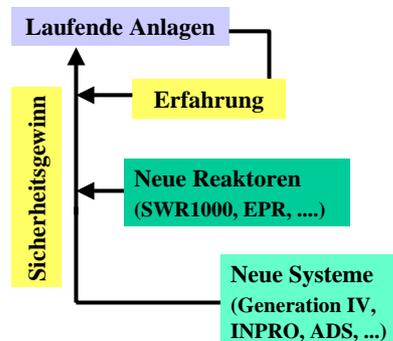
KTG-Fachtag, Forschungszentrum Karlsruhe, 25.-26. September 2003



F+E Arbeiten zu schweren Störfällen - Verbleibende Fragestellungen zukünftiger Forschungsarbeiten



2) Entwicklung der Sicherheits- anforderungen



Fortschritte bei der Beherrschung/Begrenzung der Folgen auslegungsüberschreitender Ereignisse

KTG-Fachtag, Forschungszentrum Karlsruhe, 25.-26. September 2003



F+E Arbeiten zu schweren Störfällen -
Verbleibende Fragestellungen zukünftiger
Forschungsarbeiten



3) Klientel mit unterschiedlicher
Position bzgl. der Anforderungen
und der Anwendungen



- Betreiber
- Hersteller
- Genehmigungsseite
- Gutachter / TSO
- F&E Organisationen
- Katastrophenschutz
- Breite Öffentlichkeit

- PSA Level 2
- SAM / SAMG Entwicklung
- Komponentenentwicklung
- Entwurf neuer Systeme
- fortgeschrittene System-
codes, CFD Codes

Fortschritte bei der Beherrschung/Begrenzung der Folgen auslegungsüberschreitender Ereignisse

KTG-Fachtag, Forschungszentrum Karlsruhe, 25.-26. September 2003



F+E Arbeiten zu schweren Störfällen -
Verbleibende Fragestellungen zukünftiger
Forschungsarbeiten



Studien zum Thema (1)

- EUCOFA, 4. EU RP, 1999, (breites Teilnehmerspektrum)
→ Notwendiges F&E bzgl. Phänomene im Containment?
- SAMIME, 4. EU RP, Dez. 2000, (Industrie, Genehmigung, TSO)
→ Bewertung von SAM Maßnahmen, Empfehlungen von
notwendigen oder wünschenswerten F&E Arbeiten
- ISARRP, 4. EU RP, Dez. 2001, (Genehmigungsseite)
→ Ist laufendes und künftiges F&E konsistent mit Bedürfnissen
der Genehmigungsseite?

Fortschritte bei der Beherrschung/Begrenzung der Folgen auslegungsüberschreitender Ereignisse

KTG-Fachtag, Forschungszentrum Karlsruhe, 25.-26. September 2003



F+E Arbeiten zu schweren Störfällen -
Verbleibende Fragestellungen zukünftiger
Forschungsarbeiten



Studien zum Thema (2)

- **Evaluierungskommission/Kompetenzverbund, D, 2003**
 - **Prioritäten in nuklearer Sicherheitsforschung, Sicherung des Wissens**
- **EURSAFE/SARNET, 5./6. EU RP, (breites Teilnehmerspektrum)**
 - **Erstellung einer „Problem Identification and Ranking Table“**
 - **Europäische Koordination des künftigen F&E**
- **GAMA, OECD/NEA/CSNI, (Teilnehmer weltweit)**
 - **Expertennetzwerk, Identifizierung und Prioritätensetzung bzgl. notwendigem F&E, Konvergenz herstellen (AM), Forum für aufkommende Sicherheitsthemen**

Fortschritte bei der Beherrschung/Begrenzung der Folgen auslegungsüberschreitender Ereignisse

KTG-Fachtag, Forschungszentrum Karlsruhe, 25.-26. September 2003



F+E Arbeiten zu schweren Störfällen -
Verbleibende Fragestellungen zukünftiger
Forschungsarbeiten



Ist weiteres F&E notwendig oder gerechtfertigt? (1)

Unfall Phase	Thema	EUCOFA	Genehmigung, Ref 1	SAMIME	ISARRP	Eval. kommission	EURSAFE SARNET	OECD GAMA
		1999	2000	2000	2001	2003	2003	2003
Im RDB, früh	Zr-Oxidation/H2 Erzeugung		N					
	Frühes Kernversagen, B4C Effekt							
	Temperaturen Primärsystemkomponenten		N					
	Funktion Notkühlung							
	Kern- und Debris-Kühlung durch Fluten							
	Freisetzung flüchtiger und halbflüchtiger Spaltprodukte, Chemie bei hohem T							
	Luft einbruch, Einfluss auf H2 Erzeugung und FP-Freisetzung							
Im RDB, spät	Spätes Kernversagen							
	Kühlbarkeit Schmelze in Bodenkalotte durch internes/externes Fluten							
	Versagen Bodenkalotte, Lage, Art							
	Dampfexplosion, Alpha-mode Failure		N	N				
	Dampfexplosion, Versagen Bodenkalotte							
	Zr-Oxidation/H2 Erzeugung							
	Freisetzung flüchtiger und halbflüchtiger Spaltprodukte							

Ref 1 Chakraborty, Khatib-Rahbar, atw 10/2000

Fortschritte bei der Beherrschung/Begrenzung der Folgen auslegungsüberschreitender Ereignisse

KTG-Fachtag, Forschungszentrum Karlsruhe, 25.-26. September 2003



F+E Arbeiten zu schweren Störfällen -
Verbleibende Fragestellungen zukünftiger
Forschungsarbeiten



Ist weiteres F&E notwendig oder gerechtfertigt? (2)

Unfall Phase	Thema	EUCOFA	Genehmigung, Ref 1	SAMIME	ISARRP	Eval. kommission	EURSAFE SARNET	OECD GAMA
		1999	2000	2000	2001	2003	2003	2003
Containment	HPME, DCH		N		N			
	Schmelze Ausbreitung		N					
	Schmelze Kühlung							
	MCCI, Durchdringung Bodenplatte		N	Zeit	Zeit			Zeit
	Kernfänger							
	Iod-chemie, Management							
	Freisetzung schwerflüchtiger Spaltprodukte							
	Rückhaltung von Spaltprod. in Pools, Filtern		N					
	Wiederverdampfen von Spaltprodukten							
	Aerosolverhalten							
	Dampfexplosion							
	Containment T-H							
	H2 Transport, Verteilung							
	H2 Verbrennung							
	H2 Detonation							
Rekombinatorverhalten								
Sonstiges	Spaltproduktückhaltung in Dampferzeugern							
	Freisetzung schwer flüchtiger Materialien							
	Hochabbrand, MOX							
	Alterung							
	SA Instrumentierung							
SA Codes	System-, CFD, incl. PSA Level 2							

Fortschritte bei der Beherrschung/Begrenzung der Folgen auslegungsüberschreitender Ereignisse

KTG-Fachtag, Forschungszentrum Karlsruhe, 25.-26. September 2003



F+E Arbeiten zu schweren Störfällen -
Verbleibende Fragestellungen zukünftiger
Forschungsarbeiten



Übergeordnete Ziele für künftige F&E-Arbeiten

- ⇒ **Stabilisierung des Unfalls so früh wie möglich:**
Erhaltung der Integrität des Primärsystems,
vermeidet Lasten und Maßnahmen im Containment
- ⇒ **Vermeidung von nicht abtragbaren Lasten:**
Erhaltung der Integrität des Containments als letzter
Barriere
- ⇒ **Kontrolle des radioaktiven Materials**
- ⇒ **Zeitgewinn ist wesentlich für interne Notfallmaßnahmen**
- ⇒ **Kompetenz- und Wissenserhalt**

Fortschritte bei der Beherrschung/Begrenzung der Folgen auslegungsüberschreitender Ereignisse

KTG-Fachtag, Forschungszentrum Karlsruhe, 25.-26. September 2003



F+E Arbeiten zu schweren Störfällen - Verbleibende Fragestellungen zukünftiger Forschungsarbeiten



Prioritäre künftige Forschungsarbeiten (1)

- **Beendigung des Schmelzefortschritts so früh wie möglich**
 - ⇒ **Schmelzekühlung und -stabilisierung im RDB**
 - Spätes Kernversagen, Schmelze- und Debriskühlbarkeit, WW von Schmelze mit Strukturen
 - ⇒ **Schmelzekühlung und -stabilisierung im Containment**
 - Kühlbarkeit von Schmelze oder Debris mit Wasser, Krustenverhalten
 - Wechselwirkung mit Beton, 3D- und Langzeiterosion
 - ⇒ **Zeitlicher Ablauf der Kernschmelzvorgänge**

Fortschritte bei der Beherrschung/Begrenzung der Folgen auslegungüberschreitender Ereignisse

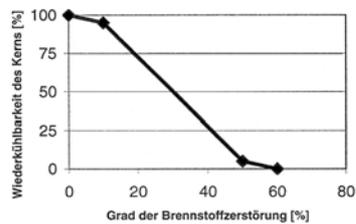
KTG-Fachtag, Forschungszentrum Karlsruhe, 25.-26. September 2003



F+E Arbeiten zu schweren Störfällen - Verbleibende Fragestellungen zukünftiger Forschungsarbeiten



Anwendung PSA



Ausgangsfall:	WEX3.1, 'durchmisch'	180 h
Variation 1:	wie Ausgangsfall, aber 'geschichtet'	
	GRS-WEX3.1	80 h
	FZK-WECHSL (DRS-B)	190 h
Variation 2:	Unsicherheiten aus Validierungsprozess	105 - 240 h
Variation 3:	Einfluss aus der Behandlung der Thermochemie	> 300 h (geschätzt)

**Probabilistisches Modell zur
Kühlung eines teilzerstörten Kerns**

**Zeitpunkte der vollständigen Erosion eines
Betonfundaments unter verschiedenen
Annahmen**

Fortschritte bei der Beherrschung/Begrenzung der Folgen auslegungüberschreitender Ereignisse

KTG-Fachtag, Forschungszentrum Karlsruhe, 25.-26. September 2003



F+E Arbeiten zu schweren Störfällen - Verbleibende Fragestellungen zukünftiger Forschungsarbeiten



Prioritäre künftige Forschungsarbeiten (2)

- Vermeidung nicht abtragbarer Lasten, frühes Containmentversagen
 - ⇒ Wasserstoffproblematik: Phänomene weitgehend verstanden
 - Umsetzung in praktikable Codes, Validierung (CFD)
 - Anwendung auf konkrete Probleme (anlagenspezifisch)
 - ⇒ Dampfexplosion: Wesentliche Phänomene noch nicht verstanden
 - Fragmentierung, Explosivität von Corium, Wirkungsgrad
 - OECD/NEA/CSNI SERENA Projekt
 - ⇒ DCH: Komplexe, hochtransiente Vorgänge, geometriespezifisch, szenarienabhängig (Lage, Größe des RDB Lecks, ...)
 - Modellierung und Übertragung auf die Anlage

Fortschritte bei der Beherrschung/Begrenzung der Folgen auslegungsüberschreitender Ereignisse

KTG-Fachtag, Forschungszentrum Karlsruhe, 25.-26. September 2003

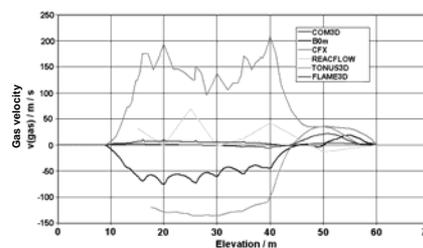
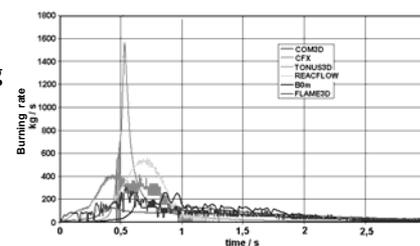
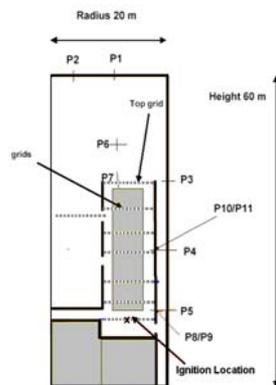


F+E Arbeiten zu schweren Störfällen - Verbleibende Fragestellungen zukünftiger Forschungsarbeiten



Wasserstoffproblematik

HYCOM Benchmark Rechnung



Fortschritte bei der Beherrschung/Begrenzung der Folgen auslegungsüberschreitender Ereignisse

KTG-Fachtag, Forschungszentrum Karlsruhe, 25.-26. September 2003



F+E Arbeiten zu schweren Störfällen -
Verbleibende Fragestellungen zukünftiger
Forschungsarbeiten



Prioritäre künftige Forschungsarbeiten (3)

- **Kontrolle des radioaktiven Materials, Quellterm**
 - ⇒ **Luft einbruch, H₂-Erzeugung, Ru (QUENCH, PHEBUS)**
 - ⇒ **Jod-Chemie, Bildung organischen Jods, Einfluss von Farbanstrichen**
 - ⇒ **Einfluss von Hochabbrand und MOX Brennstoff**
 - ⇒ **Spaltproduktrückhaltung in Wasservorlagen, Filtern**
 - ⇒ **Spaltproduktrückhaltung in Dampferzeugern (ARTIST)**

Fortschritte bei der Beherrschung/Begrenzung der Folgen auslegungsüberschreitender Ereignisse

KTG-Fachtag, Forschungszentrum Karlsruhe, 25.-26. September 2003



F+E Arbeiten zu schweren Störfällen -
Verbleibende Fragestellungen zukünftiger
Forschungsarbeiten



Prioritäre künftige Forschungsarbeiten (4)

- **Weiterentwicklung von Rechenprogrammen**
 - ⇒ **Systemcodes (ATHLET-CD, COCOSYS, ASTEC, MELCOR), Fortentwicklung, Validierung, Unsicherheitsanalysen, Übertragbarkeit auf reale Systeme, Konsequenzanalysen im Rahmen PSA Level 2**
 - ⇒ **Integrale Systemcodes als „Wissensbanken“**
 - ⇒ **Weiterentwicklung, Validierung von CFD-Codes, Spezifikation der Anwendungsbereiche**
 - ⇒ **Schnelllaufende Codes als Expertenunterstützung, Prognoseinstrumente, Echtzeitkopplung zwischen Reaktor und Entscheidungshilfesystem RODOS**

Fortschritte bei der Beherrschung/Begrenzung der Folgen auslegungsüberschreitender Ereignisse

KTG-Fachtag, Forschungszentrum Karlsruhe, 25.-26. September 2003



F+E Arbeiten zu schweren Störfällen -
Verbleibende Fragestellungen zukünftiger
Forschungsarbeiten



Prioritäre künftige Forschungsarbeiten (5)

- **Diagnostik und Prognose**
 - ⇒ **Entwicklung und Einsatz unfallfester Instrumentierung, Erfassung wesentlicher Parameter, Verfolgung des Unfallfortschritts**
 - ⇒ **Prognose von relevanten Ereignissen (SAM, SAMG, externer Notfallschutz)**
 - **Zustand der Barrieren, Versagenszeitpunkt**
 - **Primärer, sekundärer Quellterm**

Fortschritte bei der Beherrschung/Begrenzung der Folgen auslegungsüberschreitender Ereignisse

KTG-Fachtag, Forschungszentrum Karlsruhe, 25.-26. September 2003



F+E Arbeiten zu schweren Störfällen -
Verbleibende Fragestellungen zukünftiger
Forschungsarbeiten



Schlussbemerkungen

- **Das Wissen auf dem Gebiet der schweren Störfälle hat einen beachtlichen Stand erreicht**
- **Verbleibende Fragestellungen wurden in nationalen und internationalen Gremien diskutiert und identifiziert**
- **F&E Aktivitäten im nationalen und internationalen Rahmen sind geeignet, das Wissen zu vertiefen und die Umsetzung in verbesserte Systeme und Prozeduren zu unterstützen**
- **Die Entwicklung neuer und künftiger kerntechnischer Systeme (Generation IV, INPRO, P&T, ...) wird neue F&E Themen aufwerfen, deren Bearbeitung und Lösung positive Rückwirkungen auf heutige Anlagen versprechen**

Fortschritte bei der Beherrschung/Begrenzung der Folgen auslegungsüberschreitender Ereignisse

KTG-Fachtag, Forschungszentrum Karlsruhe, 25.-26. September 2003

Sitzung C
Umsetzung der Erkenntnisse in Neuanlagen

**Aktuelle Neu-Entwicklungen (Gen III)
mit Schwerpunkt EPR und SWR 1000**

**D. Bittermann, S. Bordihn, M. Nie/FANP
Framatome-ANP**

Aktuelle Neu-Entwicklungen (Gen III) mit Schwerpunkt EPR und SWR 1000

D. Bittermann

S. Bordihn, M. Nie

Framatome-ANP GmbH, Erlangen

Titel der VeranstaltungKTG Fachtag: Fortschritte bei der Beherrschung und Begrenzung der Folgen auslegungsüberschreitender Ereignisse;
25/26. Sept. 2003, Forschungszentrum Karlsruhe



Berücksichtigung von Phänomenen aus Schwere Störfällen in Analysen und Anlagendesign in Deutschland

70er Jahre

Berücksichtigung von SA bei Brütern (SNR: Kernzerlegungsunfälle, Core Catcher)

Erste Überlegungen zu Schwere Störfällen bei LWR und Auswirkungen auf Anlagen zur Einschätzung des Restrisikos

80er Jahre

In der Folge der Deutschen Risikostudie: Entwicklung und Implementierung von Accident Management Maßnahmen;

Nach Tschernobyl: Erkenntnis der Notwendigkeit einer Einbeziehung von SA in Design Maßnahmen für Neuanlagen;

Planungsauftrag (Konvoi B)

90er Jahre

Implementierung von Maßnahmen in Neuanlagendesign (EPR und SWR (600/1000) Entwicklung)

PSA Level 2 Analysen für KCB, EPR
Mitarbeit DRS Phase B

Parallelbewertung Konvoi

**74 WASH 1400
3/ 79 TMI, 79 Risikostudie A**

4/86 Tschernobyl

**90 Risikostudie B
94 Artikelgesetz**

Titel der VeranstaltungKTG Fachtag: Fortschritte bei der Beherrschung und Begrenzung der Folgen auslegungsüberschreitender Ereignisse;
25/26. Sept. 2003, Forschungszentrum Karlsruhe



Einbeziehung von Maßnahmen für Schwere Störfälle in Anlagenkonzepte

> Generation II: existierende Anlagen

- Schwerpunkt: Accident Management, PSA Level 2

> Generation III: Neuanlagen LWR

- Schwerpunkt: Design Maßnahmen für Schwere Störfälle
- Erweiterung des „Defense in Depth“ Konzepts um zusätzliche 4. Ebene
- Aktuelle Anlagenkonzepte: EPR, SWR 1000, AP 1000, ABWR, WWER 1000

Titel der VeranstaltungKTG Fachtag: Fortschritte bei der Beherrschung und Begrenzung der Folgen auslegungüberschreitender Ereignisse;
25/26. Sept. 2003, Forschungszentrum Karlsruhe



Sicherheitsebenen des EPR

Sicherheitsebene/ Anlagenzustand	Schutzziel	wesentliche Maßnahmen zur weiteren Reduzierung der Unfallwahrscheinlichkeit
1 Normalbetrieb	Betriebsstörung vermeiden	<ul style="list-style-type: none"> □ geringere Leistungsdichte zur Erhöhung thermischer Trägheit
2 Betriebsstörung	Störfall verhindern	<ul style="list-style-type: none"> □ größeres Wasserinventar zur Erhöhung der Karenzzeit
3 Störfall	Störfall beherrschen und Unfall verhindern	<ul style="list-style-type: none"> □ digitale Leit- und Regeltechnik zur Verbesserung der Prozessüberwachung
4 Unfall	Unfall beherrschen	<p>wesentliche Maßnahmen zur Unfallbeherrschung</p> <ul style="list-style-type: none"> □ sicherer Einschluss und Kühlung der Kernschmelze zur Vermeidung von Auswirkungen auf die Umgebung

Titel der VeranstaltungKTG Fachtag: Fortschritte bei der Beherrschung und Begrenzung der Folgen auslegungüberschreitender Ereignisse;
25/26. Sept. 2003, Forschungszentrum Karlsruhe



Anforderungen für Implementierung von SA Maßnahmen in Neuanlagen

> USA:

■ **probabilistically:**

- **frequency of large early releases (defined by NRC as containment failure resp. doses >25 rem at 0.5 miles from the reactor) < 10^{-6} a^{-1}**
- **conditional containment failure probability < 10 %**

■ **deterministically:**

- **maintenance of containment integrity for approximately 24 h following the onset of core damage for more likely severe accident challenges.**

Titel der Veranstaltung: KTG Fachtag: Fortschritte bei der Beherrschung und Begrenzung der Folgen auslegungsüberschreitender Ereignisse;
25/26. Sept. 2003, Forschungszentrum Karlsruhe



Anforderungen für Implementierung von SA Maßnahmen in Neuanlagen

> Europa (Technical Guidelines):

■ **praktischer Ausschluß von Unfallsituationen, die zu großen frühen Freisetzungen führen können**

■ **Begrenzung der Auswirkungen von Störfällen bei niedrigem Primärdruck**

- **keine Notwendigkeit zur Evakuierung oder Umsiedlung außerhalb der direkten Anlagenumgebung**
- **keine Notwendigkeit zur Nutzungseinschränkung bei Nahrungsmitteln, die nach der ersten Ernte produziert werden**

Titel der Veranstaltung: KTG Fachtag: Fortschritte bei der Beherrschung und Begrenzung der Folgen auslegungsüberschreitender Ereignisse;
25/26. Sept. 2003, Forschungszentrum Karlsruhe



Bewertung der Anforderungen

> Europa:

- **deterministische Behandlung** Schwerer Störfälle unter Berücksichtigung aller phänomenologisch relevanten Aspekte
- **probabilistische Analysen** weitestgehend auf den **präventiven Bereich** beschränkt

> USA:

- **schwerpunktmäßig probabilistische** Behandlung Schwerer Störfälle
- **zusätzlich deterministischer Nachweis** für die ersten 24 Stunden

Titel der VeranstaltungKTG Fachtag: Fortschritte bei der Beherrschung und Begrenzung der Folgen auslegungsüberschreitender Ereignisse;
25/26. Sept. 2003, Forschungszentrum Karlsruhe



Möglichkeiten der prinzipiellen Vorgehensweise bei der Entwicklung von Maßnahmen

- 1. Festlegung von einhüllenden Anforderungen für alle auftretenden Szenarien und Phänomene um dafür Design Maßnahmen entwickeln**
- 2. Szenarien möglichst weitgehend beeinflussen, um definierte Zustände zu erreichen, die vorzugsweise mit konventionellen Technologien beherrschbar sind**

Titel der VeranstaltungKTG Fachtag: Fortschritte bei der Beherrschung und Begrenzung der Folgen auslegungsüberschreitender Ereignisse;
25/26. Sept. 2003, Forschungszentrum Karlsruhe



Mögliche Vorgehensweisen

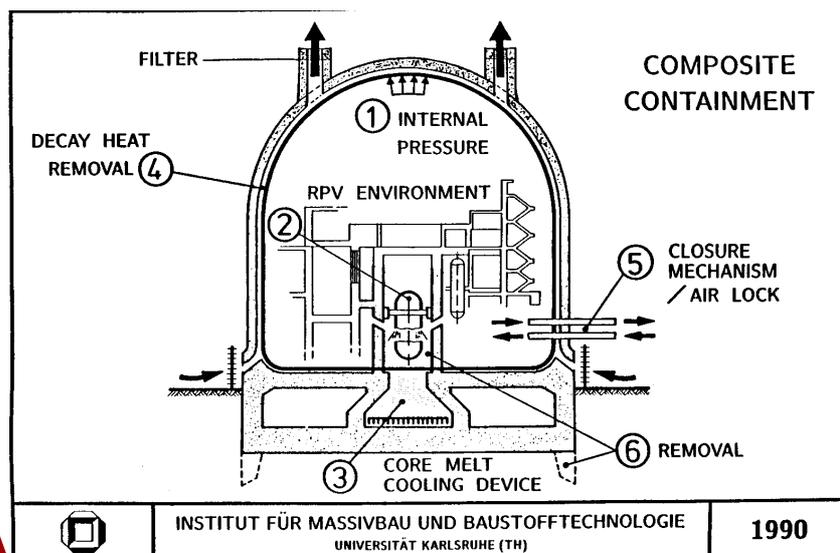
Vorgehen 1:

- **in Fällen, in denen keine extremen Randbedingungen vorliegen kann dies ein akzeptables Vorgehen sein**
- **bei Kernschmelzunfällen, die u.a. durch geringe Eintrittswahrscheinlichkeiten gekennzeichnet sind, ist die Auswahl der Szenarien schwierig**
- **Randbedingungen können zu extremen Anforderungen an Technologie und Designmaßnahmen führen**
- **Betriebliche und sicherheitstechnische Belange können erschwert werden und die Wirtschaftlichkeit der Anlage kann in Frage gestellt werden**

Titel der Veranstaltung: KTG Fachtag: Fortschritte bei der Beherrschung und Begrenzung der Folgen auslegungsüberschreitender Ereignisse;
25/26. Sept. 2003, Forschungszentrum Karlsruhe

A
FRAMATOME ANP

Beispiel für Vorgehensweise 1: Containmententwurf nach Prof. Eibl



Titel der Veranstaltung: KTG Fachtag: Fortschritte bei der Beherrschung und Begrenzung der Folgen auslegungsüberschreitender Ereignisse;
25/26. Sept. 2003, Forschungszentrum Karlsruhe

A
FRAMATOME ANP

Mögliche Vorgehensweisen

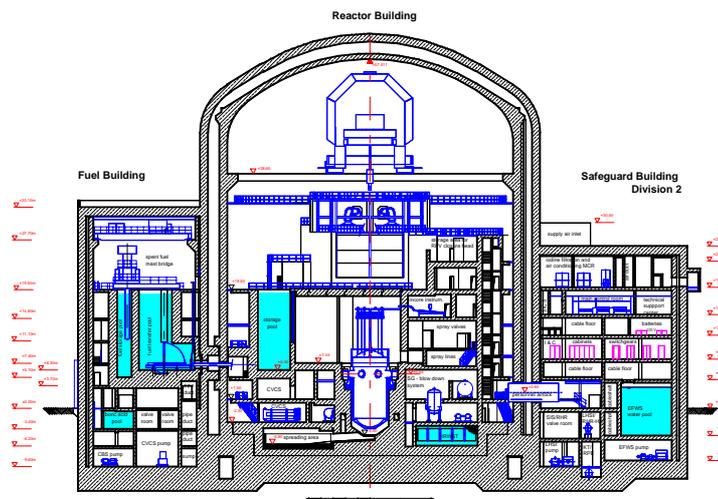
Vorgehen 2:

- **Ablauf der Szenarien kann positiv beeinflusst werden**
- **definierte Zustände können durch Design Maßnahmen erzeugt werden**
- **notwendige F&E Arbeiten können gezielter definiert werden**
- **Möglichkeit - bei gleichem Sicherheitsniveau - zu einer wirtschaftlichen Gesamtlösung zu kommen wird höher eingeschätzt**

Titel der Veranstaltung: KTG Fachtag: Fortschritte bei der Beherrschung und Begrenzung der Folgen auslegungsüberschreitender Ereignisse;
25/26. Sept. 2003, Forschungszentrum Karlsruhe

A
FRAMATOME ANP

Ergebnis für Vorgehensweise 2: EPR Reaktor-gebäude (Schnitt)



Titel der Veranstaltung: KTG Fachtag: Fortschritte bei der Beherrschung und Begrenzung der Folgen auslegungsüberschreitender Ereignisse;
25/26. Sept. 2003, Forschungszentrum Karlsruhe

A
FRAMATOME ANP

Bewertung der Vorgehensweisen

> **Vorgehen 2 wird als vorteilhaft angesehen** mit den folgenden Konsequenzen

- **Designer muß in den F&E Prozess einbezogen werden wobei es einen wechselseitigen Einfluß von Design Maßnahmen und F&E Arbeiten geben kann und geben sollte**
- **hohes Potential, Lösungen in bekannten Technologien zu verwirklichen und die Gesamtanlage wirtschaftlich zu gestalten**

Titel der Veranstaltung: KTG Fachtag: Fortschritte bei der Beherrschung und Begrenzung der Folgen auslegungüberschreitender Ereignisse;
25/26. Sept. 2003, Forschungszentrum Karlsruhe



Strategie und Maßnahmen für den EPR bei Schweren Störfällen

	Strategie	Maßnahmen	Ergebnis
Hochdruck Versagen des RDB	Verhinderung von RDB Versagen bei Drücken >20 bar	Installation von speziellen Entlastungsventilen	Verhinderung von frühem Containmentversagen, RDB-Versagen bei <20bar
Wasserstoff-Beherrschung	Verhinderung von globaler Deflagration und Detonation Kontinuierliche Rekombination	Installation von katalytischen Rekombinatoren	Begrenzung der H2 - Konzentration; Akzeptable Lasten auf die Containment Strukturen

Titel der Veranstaltung: KTG Fachtag: Fortschritte bei der Beherrschung und Begrenzung der Folgen auslegungüberschreitender Ereignisse;
25/26. Sept. 2003, Forschungszentrum Karlsruhe



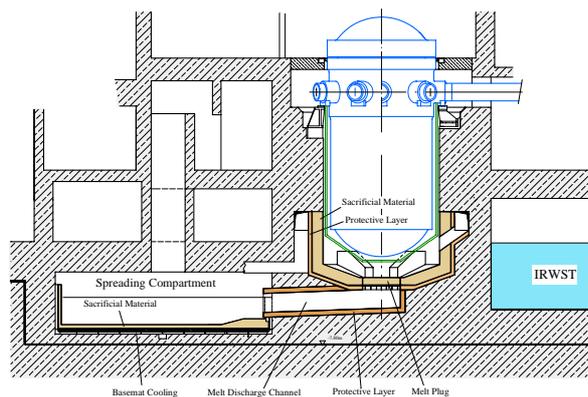
Strategie und Maßnahmen für den EPR bei Schweren Störfällen

	Strategie	Maßnahmen	Ergebnis
Dampfexplosion (in vessel)	Bewertung von Lasten und deren Abtragbarkeit	Keine speziellen Maßnahmen; Lasten werden vom RDB aufgenommen	Containmentversagen kann sicher ausgeschlossen werden
Stabilisierung der Kernschmelze	Verhinderung von Erosion der Bodenplatte	Installation eines Core Catchers nach dem Konzept der Schmelzeausbreitung mit zweiseitiger Kühlung	Stabilisierung der Schmelze an definierter Stelle; Verfestigung der Schmelze innerhalb weniger Tage

Titel der VeranstaltungKTG Fachtag: Fortschritte bei der Beherrschung und Begrenzung der Folgen auslegungsüberschreitender Ereignisse;
25/26. Sept. 2003, Forschungszentrum Karlsruhe



Strategie für die Schmelzerückhaltung



Wesentliches Konstruktionsprinzip ist die Trennung der Funktionen “Schmelzeakkumulation nach RDB Versagen” (in Reaktorgrube) und “Schmelzekühlung” (im Ausbreitungsraum).

Dadurch wird der Core Catcher vor Lasten aus RDB Versagen geschützt (Schmelzestrahle, mechanische Lasten aus RDB Versagen) und Risiken für den RDB durch unbeabsichtigtes Fluten können vermieden werden.

Titel der VeranstaltungKTG Fachtag: Fortschritte bei der Beherrschung und Begrenzung der Folgen auslegungsüberschreitender Ereignisse;
25/26. Sept. 2003, Forschungszentrum Karlsruhe

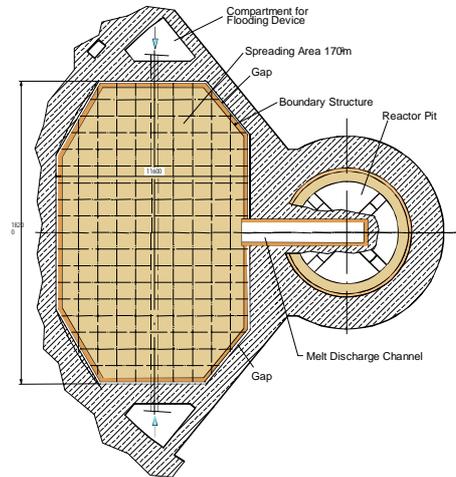


Strategie für die Schmelzerückhaltung

Der EPR Core Catcher ist ein **flacher Tiegel** (Fläche 170 m²). Er ist aufgebaut aus **einzelnen Gußelementen**. Flexible Verbindungen vermeiden Probleme aus thermischen Dehnungen.

Die Oberfläche ist mit **Opferbeton** ausgekleidet. Wasserdichtheit ist nicht erforderlich.

Die sich ausbreitende Schmelze löst das Öffnen der beiden Flutventile aus und ermöglicht damit die **Wasserzufuhr aus dem IRWST**.



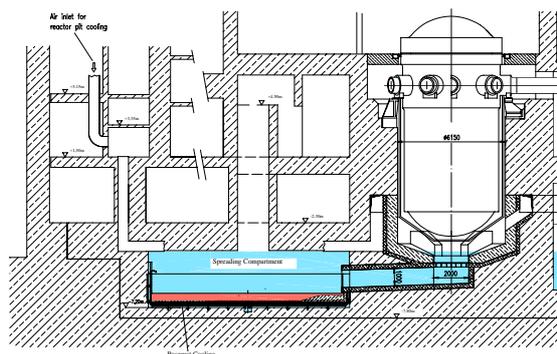
Titel der Veranstaltung: KTG Fachtag: Fortschritte bei der Beherrschung und Begrenzung der Folgen auslegungüberschreitender Ereignisse;
25/26. Sept. 2003, Forschungszentrum Karlsruhe

FRAMATOME ANP

Schmelzekühlung (1)

**Passive
Schmelzekühlung:**

**Wasserzulauf vom
IRWST durch
Schwerkraft**



Ausbildung eines gesättigten Wasserpools im Ausbreitungsraum. Verdampfung in und Wärmeabfuhr aus der Containmentatmosphäre nach Inbetriebnahme des Sprühsystems (24 h Karenzzeit). Bei Höhenausgleich des Wasserspiegels kann auch **Rest-Schmelze gekühlt werden die evtl. im Ausflußkanal oder in der Grube verblieben ist**

Titel der Veranstaltung: KTG Fachtag: Fortschritte bei der Beherrschung und Begrenzung der Folgen auslegungüberschreitender Ereignisse;
25/26. Sept. 2003, Forschungszentrum Karlsruhe

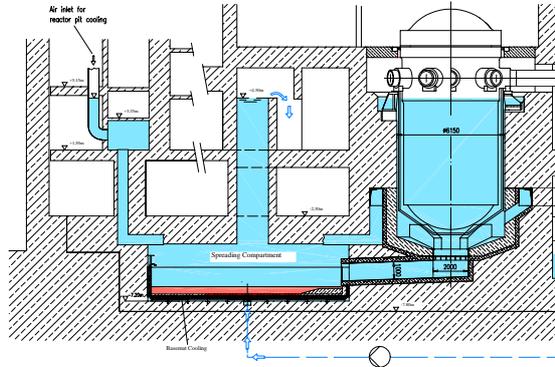
FRAMATOME ANP

Schmelzekühlung (2)

Aktive Schmelze- kühlung:

Wasserzufuhr durch das CHRS System in den Core Catcher mit Überlauf zum IRWST ist bevorzugter Betrieb nach einigen Tagen.

Umschaltung zwischen Betriebsweisen ist möglich mit langen Karenzzeiten



Erzeugung eines unterkühlten Wasserpools über der Schmelze vermeidet die weitere Notwendigkeit des Sprühens (atmosphärischer Druck). Der erhöhte Wasserspiegel ermöglicht langzeitige Wärmeabfuhr von jeglicher Schmelze, die evtl. in der Grube oder dem RDB verblieben ist.

Titel der VeranstaltungKTG Fachtag: Fortschritte bei der Beherrschung und Begrenzung der Folgen auslegungsüberschreitender Ereignisse;
25/26. Sept. 2003, Forschungszentrum Karlsruhe

A
FRAMATOME ANP

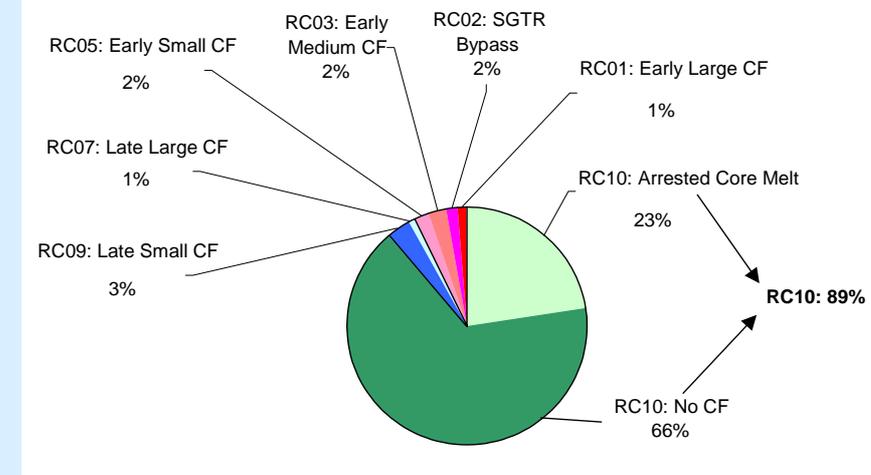
Strategie und Maßnahmen für den EPR bei Schweren Störfällen

	Strategie	Maßnahmen	Ergebnis
Containment Nachwärmeabfuhr	Kurzzeit: Wärmespeicherung in Strukturen Langzeit: Aktive Nachwärmeabfuhr	Zwei-strängiges NWA-System mit Start <12h nach Unfallbeginn	Keine Überschreitung des Containment Auslegungsdruckes; Vermeidung eines langzeitigen Überdruckes
Confinement System	Verhinderung von Containment Bypass; Minimierung von Leckagen	Unterdruckhaltung im Annulus zur Sammlung von Containment Leckagen	Gezielte Aktivitätsabgabe über Filter

Titel der VeranstaltungKTG Fachtag: Fortschritte bei der Beherrschung und Begrenzung der Folgen auslegungsüberschreitender Ereignisse;
25/26. Sept. 2003, Forschungszentrum Karlsruhe

A
FRAMATOME ANP

PSA Level 2 Ergebnisse zum EPR (Kernschmelzhäufigkeit $4,2 \times 10^{-7}$ aus Leistungsbetrieb)



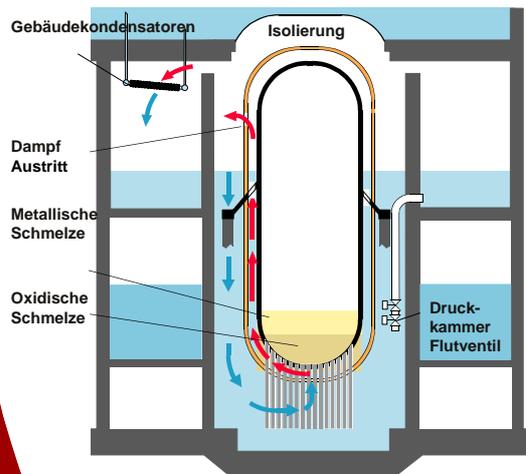
CF= Containment Failure
RC= Release Category

Häufigkeitsverteilung der Freisetzungskategorien

Titel der VeranstaltungKTG Fachtag: Fortschritte bei der Beherrschung und Begrenzung der Folgen auslegungsüberschreitender Ereignisse;
25/26. Sept. 2003, Forschungszentrum Karlsruhe



SWR 1000 : Konzept zur Beherrschung von Kernschmelzunfällen



Passive Nachwärmeabfuhr aus dem Containment

Inertisiertes Containment

Max. Containment Druck 7.5 bar

Außenkühlung des RDB

Titel der VeranstaltungKTG Fachtag: Fortschritte bei der Beherrschung und Begrenzung der Folgen auslegungsüberschreitender Ereignisse;
25/26. Sept. 2003, Forschungszentrum Karlsruhe



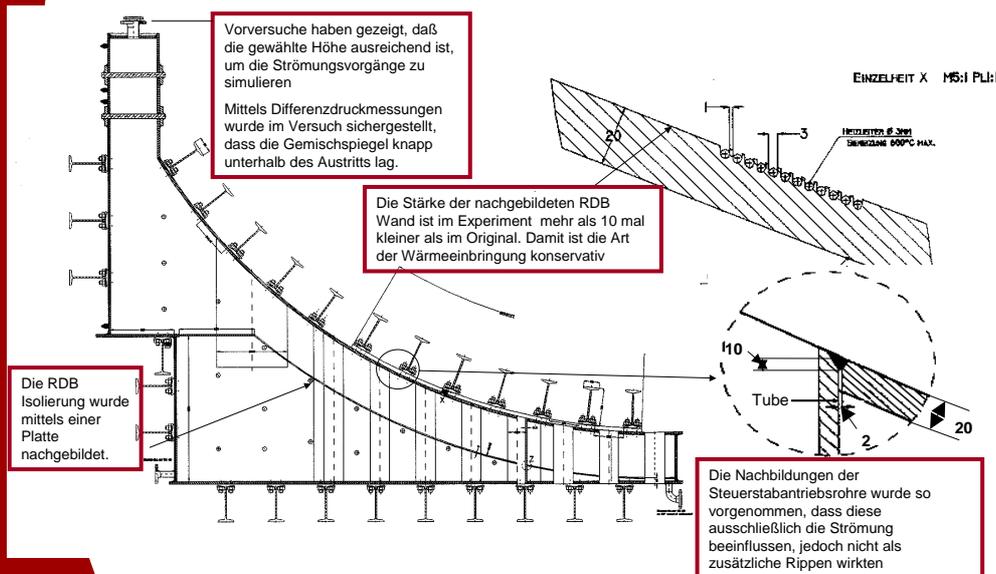
Versuchsbehälter – Ansicht von vorne und oben



*Titel der Veranstaltung*KTG Fachtag: Fortschritte bei der Beherrschung und Begrenzung der Folgen auslegungsüberschreitender Ereignisse;
25/26. Sept. 2003, Forschungszentrum Karlsruhe

A
FRAMATOME ANP

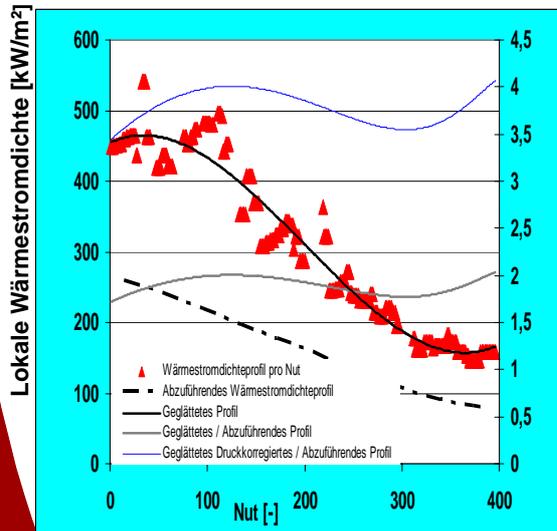
Aufbau Testbehälter zum Nachweis der Außenkühlung



*Titel der Veranstaltung*KTG Fachtag: Fortschritte bei der Beherrschung und Begrenzung der Folgen auslegungsüberschreitender Ereignisse;
25/26. Sept. 2003, Forschungszentrum Karlsruhe

A
FRAMATOME ANP

Wärmestromprofile im Test – Keine Siedekrise trat bei den Tests auf



Wärmestromdichtenverhältnis [-]

Mit mehr als 300 Thermoelementen wurden die Temperatur der beheizten Oberfläche gemessen, um festzustellen, ob während der Tests eine Siedekrise aufgetreten ist. Dabei trat bei den Tests **keine Siedekrise** auf.

Die Versuche wurden bei Umgebungsbedingungen durchgeführt. Entsprechend der Literatur steigt die kritische Wärmestromdichte mit steigendem Druck an (z.B. entsprechend der Groeneveld look-up-tables). Berücksichtigt man diesen Effekt, so gibt das Wärmestromdichteverhältnis aus "Geglättetes Druckkorrigiertes / Abzuführendes Profil" die nachgewiesenen Sicherheitsmargen gegen das Auftreten einer Siedekrise an.

Berücksichtigt man die Literatur so ist zu erwarten, dass die **tatsächlichen Sicherheitsmargen noch deutlich größer als die experimentell nachgewiesenen** sind.

Titel der Veranstaltung: KTG Fachtag: Fortschritte bei der Beherrschung und Begrenzung der Folgen auslegungsbegleitender Ereignisse; 25/26. Sept. 2003, Forschungszentrum Karlsruhe



Maßnahmen bei Schweren Störfällen bei ausgewählten ausländischen Anlagen

Phänomen

Konzepte und Maßnahmen bei Schweren Störfällen

WWER1000-428

AP1000

ABWR

HD-Versagen des RDB

Druckentlastung über SiV

Automatische Druckentlastung

Automatische Druckentlastung

H₂-globale Deflagration/ Detonation

Passive Rekombinatoren

64 Zünder (aktiv angesteuert)

Inertisierung des Containments

Dampfexplosion

Keine speziellen Maßnahmen

Titel der Veranstaltung: KTG Fachtag: Fortschritte bei der Beherrschung und Begrenzung der Folgen auslegungsbegleitender Ereignisse; 25/26. Sept. 2003, Forschungszentrum Karlsruhe



Maßnahmen bei Schweren Störfällen bei ausgewählten ausländischen Anlagen

Phänomen	Konzepte und Maßnahmen bei Schweren Störfällen		
	WWER1000-428	AP1000	ABWR
Durchschmelzen des Containmentfundaments	Core Catcher unterhalb des RDB	RDB Außenkühlung; Verzögerung des Durchschmelzens der Fundamentplatte (>24h)	Schmelzefragmentierung im Lower Drywell (Flutung) Basaltbetonschicht auf Fundament zur Verzögerung des Durchschmelzens
Containment Überdruckversagen	Aktives Sprühsystem Ventingsystem	Außenkühlung des Stahlcontainments (Naturzug) Ventingsystem	SA-Containment Sprühsystem; Containment Overpressure Protection System (passiv)

Titel der VeranstaltungKTG Fachtag: Fortschritte bei der Beherrschung und Begrenzung der Folgen auslegungsüberschreitender Ereignisse;
25/26. Sept. 2003, Forschungszentrum Karlsruhe



Zusammenfassung und Ausblick

- > Aktuelle Neuentwicklungen sind mit Maßnahmen gegen Schwere Störfälle ausgestattet
- > Die für den **EPR und SWR vorgelegten Konzepte** gegen Schwere Störfälle werden für die in Diskussion stehenden zukünftigen Projekte von Kunden und Genehmigungsbehörden **prinzipiell akzeptiert**
- > Wesentliche **Versuche und Nachweise** für die Funktion der vorgesehene Maßnahmen **sind erbracht**
- > **Zukünftige Erkenntnisse können sukzessive in diesen Neuanlagen berücksichtigt werden**
- > **Bauprojekte** werden die **Genehmigungsfähigkeit** der Maßnahmen und die **Wirtschaftlichkeit** der Anlagen zeigen

Titel der VeranstaltungKTG Fachtag: Fortschritte bei der Beherrschung und Begrenzung der Folgen auslegungsüberschreitender Ereignisse;
25/26. Sept. 2003, Forschungszentrum Karlsruhe

