

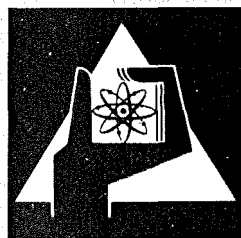
**KERNFORSCHUNGSZENTRUM
KARLSRUHE**

Dezember 1972

KFK 1702
(2. Auflage)

Projekt Nukleare Sicherheit

1. HALBJAHRESBERICHT 1972



**GESELLSCHAFT
FÜR
KERNFORSCHUNG M.B.H.**

KARLSRUHE

Als Manuskript vervielfältigt

Für diesen Bericht behalten wir uns alle Rechte vor

GESELLSCHAFT FÜR KERNFORSCHUNG M. B. H.
KARLSRUHE

KERNFORSCHUNGSZENTRUM KARLSRUHE

KFK 1702

PROJEKT NUKLEARE SICHERHEIT

1. HALBJAHRESBERICHT 1972

Gesellschaft für Kernforschung m.b.H., Karlsruhe

Der vorliegende 1. Halbjahresbericht 1972 beschreibt Arbeiten, die im Rahmen des Projekts Nukleare Sicherheit von den Instituten und Abteilungen der Gesellschaft für Kernforschung Karlsruhe durchgeführt werden.

Der Bericht wurde von der Projektleitung zusammengestellt.

<u>Inhaltsverzeichnis:</u>	<u>Seite</u>
Einführung	1
4100 Umweltbelastung durch Kernkraftwerke und Wiederauf- arbeitsanlagen	3
4110 Abscheidung von Spaltjod durch Jodfilter	3
4120 Freisetzung, Transport und Ablagerung von Spaltproduk- ten in Reaktorkreisläufen und deren Dekontamination	8
4130 Messung der Tritium-Kontamination in der Umgebung nukle- arer Anlagen	12
4140 Krypton- und Xenon-Entfernung aus der Abluft nuklearer Anlagen	14
4150 Abwärme- und Abwasserprobleme nuklearer Anlagen	18
4160 Sicherheitsprobleme bei der Endlagerung (Tritium- Tieflagerung)	21
4200 Systemverhalten nuklearer Anlagen bei Störfällen	27
4210 Dynamische Beanspruchung von Komponenten und Systemen	27
4220 Zweiphasendynamik	43
4230 Notkühlung und Coreschmelzen	46
4300 Ausbreitungs- und Reaktionsvorgänge von nuklearen Schad- stoffen bei schweren Störfällen, deren Zeitabhängigkeit und meßtechnische Erfassung	55
4310 Untersuchung der zeitabhängigen Ausbreitungs- und Re- aktionsvorgänge von Spaltprodukten und Aerosolen bei schweren Störfällen	55
4400 Eindämmung und Beseitigung der Folgen von Störfällen	67
4410 Isolierung und Beseitigung von Kontaminationen	67
4420 Technik der Räum- und Demontearbeiten	74
4430 Vorsorgliche bauliche und verfahrenstechnische Maß- nahmen zur Erleichterung der Störfallbeseitigung	79
4440 Strahlenschutz und Notfallplanung	81
4500 Sicherheitstechnische Beurteilung nuklearer Anlagen	83
4510 Informationssystem zur Reaktorsicherheit	83
4520 Kriterien für Reaktorsicherheitsanalysen	90
Veröffentlichungen und Berichte im 1. Halbjahr 1972	91
PNS-Gesamtprogramm	93

Einführung

Zur wirtschaftlichen Deckung des stark anwachsenden Bedarfs nach elektrischer Energie und Prozesswärme müssen Kernkraftwerke mit Leichtwasserreaktoren bereits in den nächsten Jahren einen relativ großen Anteil an der Energieproduktion übernehmen. Es wird geplant, in der Bundesrepublik bis 1980 etwa 24.000 MWe, bis 1985 voraussichtlich 50.000 MWe in Leichtwasserreaktoren zu installieren. Im Zuge dieser Entwicklung wird angestrebt, die Anlagenleistung von Leichtwasserreaktoren bis auf 2.000 MWe zu erhöhen, Reaktor-Standorte in dichtbesiedelten Gebieten zuzulassen und in bestimmten Regionen eine größere Anzahl von Kernkraftwerken zu bauen. Bereits heute nehmen in bezug auf die Minimalisierung der eigenen Umweltbelastung die Kernkraftwerke eine führende Rolle im gesamten industriellen Bereich ein. In keinem Bereich der Technik wurden solch umfangreiche und strenge Kontroll- und Schutzmaßnahmen entwickelt und Vorschriften erlassen wie in der Reaktortechnik. Um das bei jeder großtechnischen Anlage dieser Art stets verbleibende Restrisiko auf das technisch überhaupt zu realisierende Minimum zu reduzieren, fördert die Bundesregierung schwerpunktmäßig ein umfangreiches Forschungs- und Entwicklungsprogramm zur Reaktorsicherheit und zum nuklearen Umweltschutz.

Die GfK hat mit Wirkung vom 1.1.1972 alle Forschungsvorhaben zur Sicherheit nuklearer Anlagen, mit Ausnahme der spezifischen Sicherheitsprobleme schneller Brutreaktoren, im Projekt Nukleare Sicherheit (PNS) zusammengefaßt. Die Forschungs- und Entwicklungsarbeiten des PNS sind in das Gesamtprogramm des BMBW auf den Gebieten Strahlenschutz und Sicherheit integriert und zum Teil eng mit entsprechenden Arbeiten anderer Forschungsinstitutionen und der deutschen Reaktorbauindustrie verkoppelt. Für die Durchführung des Gesamtprogramms Reaktorsicherheit im derzeitigen Umfang ist der Zeitraum bis mindestens 1977 vorgesehen.

Die Arbeiten des PNS konzentrieren sich auf folgende, in enger gegenseitiger Wechselwirkung stehende Schwerpunkte:

- Probleme der Kernnotkühlung, insbesondere Untersuchungen zur Verformung und zum Versagen von LWR-Brennstäben während und nach der blowdown-Phase und deren Auswirkung auf die Notkühlung
- Untersuchungen zum Coreschmelzen
- Filterentwicklung und Abtrennung radioaktiver Edelgase

- Dynamische Beanspruchungen von Sicherheitseinrichtungen
- Ausbreitungs- und Reaktionsvorgänge von nuklearen Schadstoffen bei hypothetisch schweren Störfällen, deren Zeitabhängigkeit und meßtechnische Erfassung
- Dekontaminationsverfahren nach Reaktorstörfällen
- Kriterien für eine zweckmäßige Notfallplanung unter Einbeziehung des Kerntechnischen Hilfszuges
- Informationssystem Reaktorsicherheit

Für diese Forschungsarbeiten sind Ansatzpunkte und technisch-wissenschaftliche Voraussetzungen im Kernforschungszentrum Karlsruhe im besonderen Maße gegeben. Die Abstimmung dieser Forschungsvorhaben ist im Rahmen des gesamten Sicherheitsforschungsprogramms des BMBW mit den entsprechenden externen Institutionen bereits erfolgt.

Eine Analyse der Sicherheits- und Umweltprobleme von zukünftigen großen Wiederaufarbeitungsanlagen zeigt, daß viele der dort erforderlichen Forschungs- und Entwicklungsarbeiten - entweder von der Problemstellung, der Methode oder der Zielsetzung her - eng mit den entsprechenden Arbeiten zur Reaktorsicherheit verknüpft sind. So ist z.B. die Abscheidung von Spaltjod ein Problem, das sich sowohl bei Reaktoren wie bei Wiederaufarbeitungsanlagen stellt. Es erscheint daher sinnvoll, den Rahmen des PNS-Programms nicht zu eng zu fassen und verwandte Probleme im Zusammenhang mit anderen kerntechnischen Anlagen einzubeziehen, zumal die Arbeiten oft von den gleichen Gruppen durchgeführt werden.

Mit der zunehmenden Einführung der Kernenergie werden heute u.U. noch sekundäre und tertiäre Probleme der Kerntechnik in wenigen Jahren an Bedeutung erheblich gewinnen, z.B. Transportfragen von hochaktiven Materialien, Energieparks auch auf dem Festland, Abwärme durch Trockenluftkühlung etc. A.M. Weinberg hat in Genf 1971 besonders eindringlich darauf hingewiesen. Die damit zusammenhängenden Sicherheitsfragen werden in Zukunft zusätzliche Anstrengungen erfordern.

4100 UMWELTBELASTUNG DURCH KERNKRAFTWERKE UND WIEDERAUFARBEITUNGSANLAGEN

4110 Abscheidung von Spaltjod durch Jodfilter

4111 Entwicklung von Umluftfiltern zur schnellen Reinigung der Sicherheitsbehälter-Atmosphäre nach Störfällen
(H.G. Dillmann, J. Furrer, K. Gerlach, H. Schüttelkopf,
J. Wilhelm, ASS)

Die Strahlungsbeständigkeit des neu entwickelten anorganischen Adsorbentmaterials wurde bis zu einer Dosis von $8,6 \cdot 10^8$ rad nachgewiesen. Das Adsorbentmaterial scheint daher unter Berücksichtigung der sonstigen Versuchsergebnisse für einen Einsatz in Störfall-Umluftfiltern auch nach hypothetischen, über den GaU hinausgehenden Störfällen geeignet zu sein. Die Auslegungskriterien für eine Prototyp-Störfall-Umluftfilteranlage wurden festgelegt und ein Auftrag zum Bau einer Prototyp-Filteranlage an die Industrie (Fa. CEAG-Dominit, Dortmund) vergeben. Der Aufbau des Jodfilterprüfstandes, Abb. 1, in dem diese neu entwickelten Filter und die heute bereits vorhandenen Filterelemente unter simulierten Unfallbedingungen geprüft werden können, wurden fortgesetzt und ist bis auf die thermische Isolierung der Anlage abgeschlossen. Die ersten Probeläufe werden im Oktober 1972 durchgeführt.

Für Prüfstandsversuche und eine eventuelle Versuchsbeteiligung an den blow-down-Versuchen in Marviken (Schweden) wurden Probenahme- und Meßmethoden festgelegt. Geeignete Probenahmeeinrichtungen wurden konstruiert und in Auftrag gegeben. Die erforderlichen Meßgeräte und die sonstige hardware wurde bestellt. Das Versuchsprogramm für die Beteiligung in Marviken wurde ausgearbeitet.

Eine endgültige Abstimmung konnte jedoch noch nicht erfolgen, da die erreichbaren Betriebsbedingungen und Zeiten, die für die Untersuchung einer Prototyp-Filteranlage zur Verfügung stehen, sich endgültig erst aus den ersten blowdown-Versuchen in Marviken ergeben.

Laboruntersuchungen zur Entwicklung von diskriminierenden Probesammlern zur Unterscheidung der chemischen Form des gasförmigen Jodes, die als Zusatzausrüstung für den Prüfstand und die Marviken-Versuche benötigt werden, wurden aufgenommen; die Alterungsversuche an verschiedenen Adsorbentmaterialien wurde fortgesetzt.

4112 Entwicklung von Abluftfiltern für Wiederaufarbeitungsanlagen
(H.G. Dillmann, J. Furrer, K. Gerlach, H. Schüttelkopf,
J. Wilhelm, ASS)

In Laborexperimenten (Abb. 2) wurde die Abhängigkeit der CH_3J -Abscheidung vom NO_2 -Gehalt der Abluft im Bereich zwischen 1 und 10 % NO_2 untersucht. Für die eingesetzten Ag-KTB-Adsorbermaterialien zeigte sich unter Betriebsbedingungen (150 °C, Taupunkt: 30 °C) eine für den Filterbetrieb sehr geringe Beeinflussung des Abscheidegrades mit steigendem NO_2 -Gehalt. (Abb. 2 Ansteigen der Durchlässigkeiten für ^{131}J , als $\text{CH}_3^{131}\text{J}$ beaufschlagt, von 0,0004 auf 0,003 % bei Einsatz eines 10 cm tiefen Testbettes.) Die Versuche werden mit elementarem Jod fortgesetzt.

Erste Untersuchungen zur Spaltjodabscheidung aus den Original-Abgasen einer Wiederaufarbeitungsanlage zeigten gute Ergebnisse. In Abhängigkeit von der Jodabladung wurden Abscheidegrade zwischen 99,4 und 99,98 % für die Dissolver-Abgase (Abb. 3) sowie 87,3 und 99,5 % für die Behälter-Abgase gemessen (Filterbett-Tiefe: 7,5 cm).

Als analytisches Verfahren zur Bestimmung des ^{129}J wurde die Aktivierungsanalyse benutzt; die Ergebnisse der Aktivierungsanalyse wurden durch chemische Bestimmung des Gesamtjod-Gehaltes in den Adsorberbetten im Bereich höherer Beladungen, in dem chemische Verfahren noch eingesetzt werden können, bestätigt.

Veröffentlichungen:

H. Schüttelkopf, J. Wilhelm:
Jodfilterprogramm, Beitrag zum Jahresbericht 1971 der Abteilung
Strahlenschutz und Sicherheit (Redaktion: H. Kiefer, W. Koelzer,
KFK 1565, S. 175 - 207)

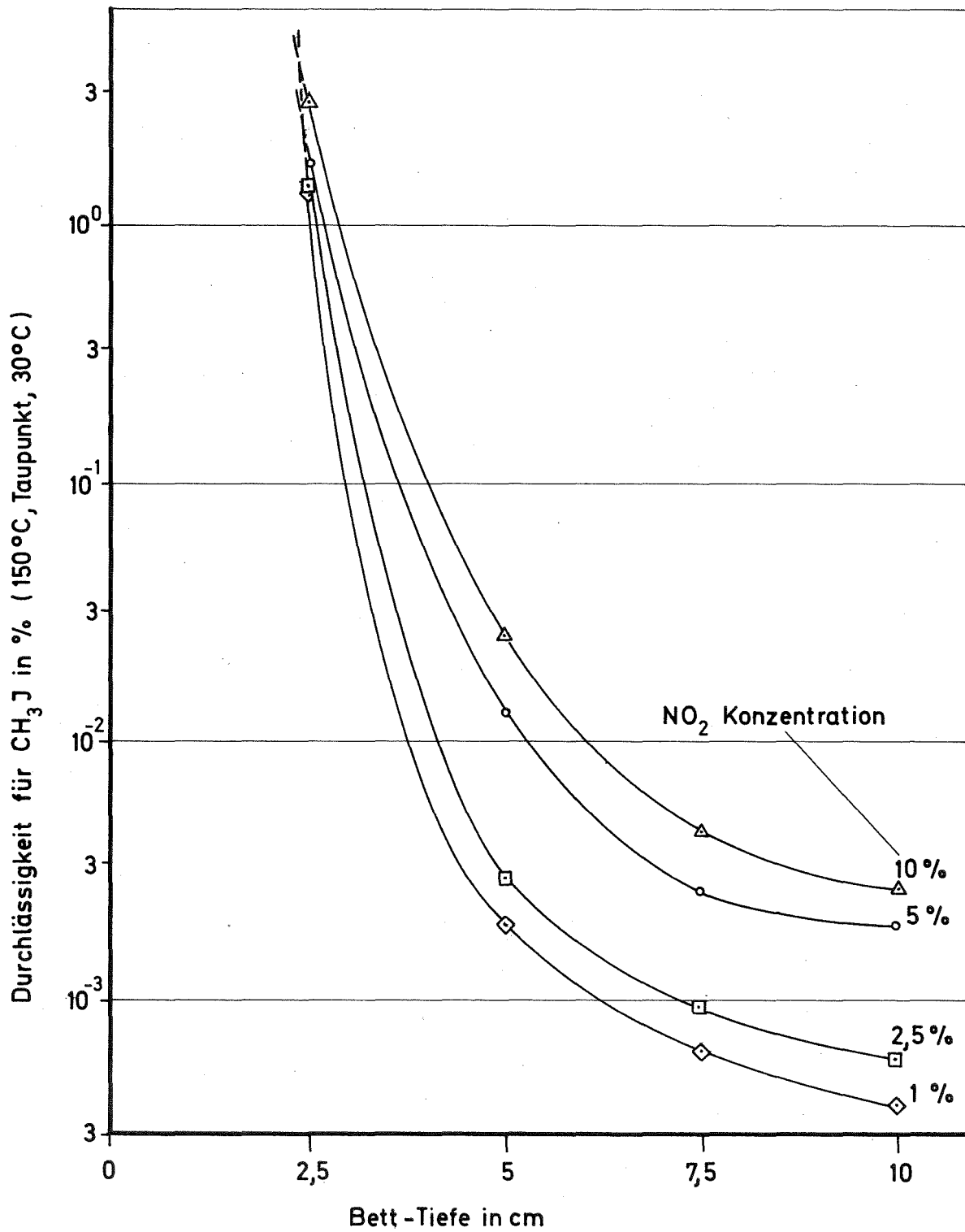


Abb.2 Durchlässigkeit von Ag-KTB für CH_3J als Funktion der NO_2 -Konzentration in Luft

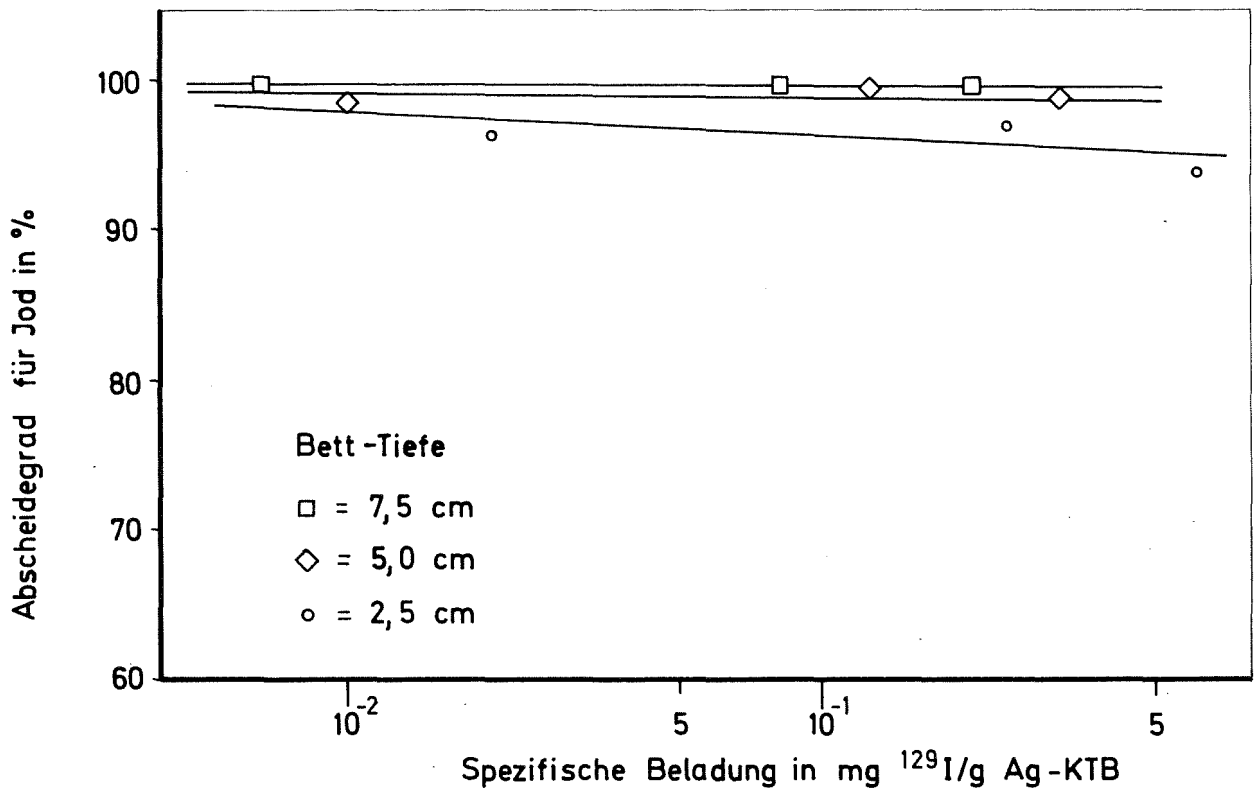


Abb.3 Abscheidegrad von Ag-KTB für Jod in der Abluft von Wiederaufbereitungsanlagen als Funktion der spezifischen Beladung

4120 Freisetzung, Transport und Ablagerung von Spaltprodukten in Reaktor-
kreisläufen und deren Reinigung

4121.a Out-of-pile-Untersuchungen im KD-Kreislauf
(H. John, R. Melcher, H. Weber, IRB)

Ablagerungen von Verunreinigungen in den Primärkühlkreisläufen von Kernreak-
toren führen zur radioaktiven Kontamination und zu Wärmeflußstörungen. Wie der
Betrieb von SW- und DW-Reaktoren zeigt, ergeben sich dadurch Betriebs- und
Wartungsschwierigkeiten ständig wachsenden Ausmasses.

Um wirksame Gegenmaßnahmen gegen diese Ablagerungen, möglichst schon bei Aus-
legung einer Anlage, treffen zu können, soll in einem out-of-pile-Kreislauf
der Ablagerungsmechanismus untersucht werden.

Die Versuche haben folgendes Prinzip:

Das Kühlmittel Wasser oder Dampf, dem die von Reaktorwasseranalysen her be-
kannten Verunreinigungen künstlich zugesetzt werden, wird durch einen konzen-
trischen Ringkanal geleitet, der zwischen einem herausnehmbaren Teststab und
einem konzentrischen Führungsrohr gebildet wird.

Es gibt zwei Teststrecken für die beiden wesentlichen Abschnitte des Versuchs-
programmes, das wie folgt kurz dargestellt werden soll:

1. Wasserablagerungsversuche:

Die Betriebsberichte von Siedewasserreaktoren besagen, daß die Kontamination
im Wasserteil des Kühlkreislaufes um 2 bis 3 Größenordnungen über der des
Dampfteils liegt. Die Untersuchung dieser Ablagerungen, die vorwiegend aus
aktivierten Korrosionsprodukten bestehen, haben daher die größere Dringlich-
keit und sollen, soweit sie sich sinnvoll von den Dampfuntersuchungen trennen
lassen, zuerst durchgeführt werden.

In einer Teststrecke wird ein Stab nach dem genannten Prinzip vom Wasser um-
strömt. Der Stab kann von innen elektrisch beheizt oder mit Wasser gekühlt
werden. Im Versuch werden die folgenden Parameter variiert und die entsprechen-
den Ablagerungen auf dem Stab qualitativ und quantitativ beobachtet:

Druck	(bis 250 ata)
Temperatur	(bis 550 °C)
Re-Zahl	(bis $3 \cdot 10^5$)

Wärmefluß	(bis 150 W/cm^2 beheizt) (bis 30 W/cm^2 gekühlt)
PH-Wert des Wassers	
Tracer im Wasser	(Oxyde von Cr, Fe, Mn, Co, u.a. radioaktiv oder nichtaktiv)

Die Ablagerungsuntersuchungen können durch:

chemische Analyse
 γ -Spektrometrie
Pertometer
Betaskop
und kapazitive Messung

durchgeführt werden. Die günstigste Methode wird sich im Versuch ergeben.

Der beheizte Teststab ist an seiner Oberfläche mit Thermoelementen ausgestattet, um die Änderung der Wärmeübergangszahl durch Ablagerungen beobachten zu können.

2. Dampfablagerungsversuche:

In einer nach dem genannten Prinzip errichteten Turbinenteststrecke wird der Dampf in dem Ringspalt zwischen einem wassergekühlten und einem konzentrischen Führungsrohr in 5 Stufen gedrosselt und gekühlt. Die thermohydraulischen Verhältnisse und Zustandsänderungen sind ähnlich denen einer Dampfturbine, die die wichtigste dampfseitige Komponente eines Kernreaktors ist.

Die zu variierenden Parameter sind:

Druck	(bis 150 ata)
Temperatur	(bis $550 \text{ }^\circ\text{C}$)
Re-Zahl	(bis $4,5 \cdot 10^5$)
Oberflächenmaterial	(Edelstahl u.a.)
PH-Wert des Kondensats	
Zusatzstoffe im Dampf (und Wasser)	
	(Oxyde von Cr, Fe, Mn, Co und J-131, Ba/La-140, Ce 141, u.a.)

Da sich das Ablagerungsspektrum dampfseitig nach den Erfahrungen mehr zu Spaltprodukten verschiebt, ist eine laufende γ -spektroskopische Messung vorgesehen.

Der Aufbau des KD-Kreislaufes ist aus dem Schema (Abb. 1) ersichtlich. Der Kreislauf ist in sich geschlossen und elektrisch beheizt. Alle das Medium berührenden Teile sind aus rostfreiem Stahl gefertigt. Die Aufbauarbeiten sind soweit vorangeschritten, daß 1973 mit den Versuchen begonnen werden kann.

Das vorläufige Versuchsprogramm im KD-Kreislauf wird im PNS-Arbeitsbericht 1/72 - Juni 1972 (interner Bericht) erläutert.

4121.b Löslichkeitsversuche
(J. Michael, G. Bechtold, IRB)

Für die Bestimmung der Löslichkeit und des Anfalls von Fremdstoffen (simulierten Spaltprodukten) in Wasser oder Dampf bis zu Reaktorkühlmittelbedingungen wird eine Autoklavenanlage aufgebaut. Der Autoklav selbst ist inzwischen fertiggestellt. Zur Zeit werden die Armaturen, Meßeinrichtungen und Stromversorgungen dazu geschaffen oder mit dem Autoklaven in Verbindung gebracht. Des weiteren wurde die chemische Analyse gelöster und ausgefallener Stoffe nach dem Prinzip der Atomabsorption erarbeitet.

In einem internen Bericht wurden die Ergebnisse zur Linearitätsbestimmung von Caesium-Natrium-Clorid-Lösungen verschiedener Konzentration mit der Methode der Atomabsorptionsspektrophotometrie zusammengefaßt.

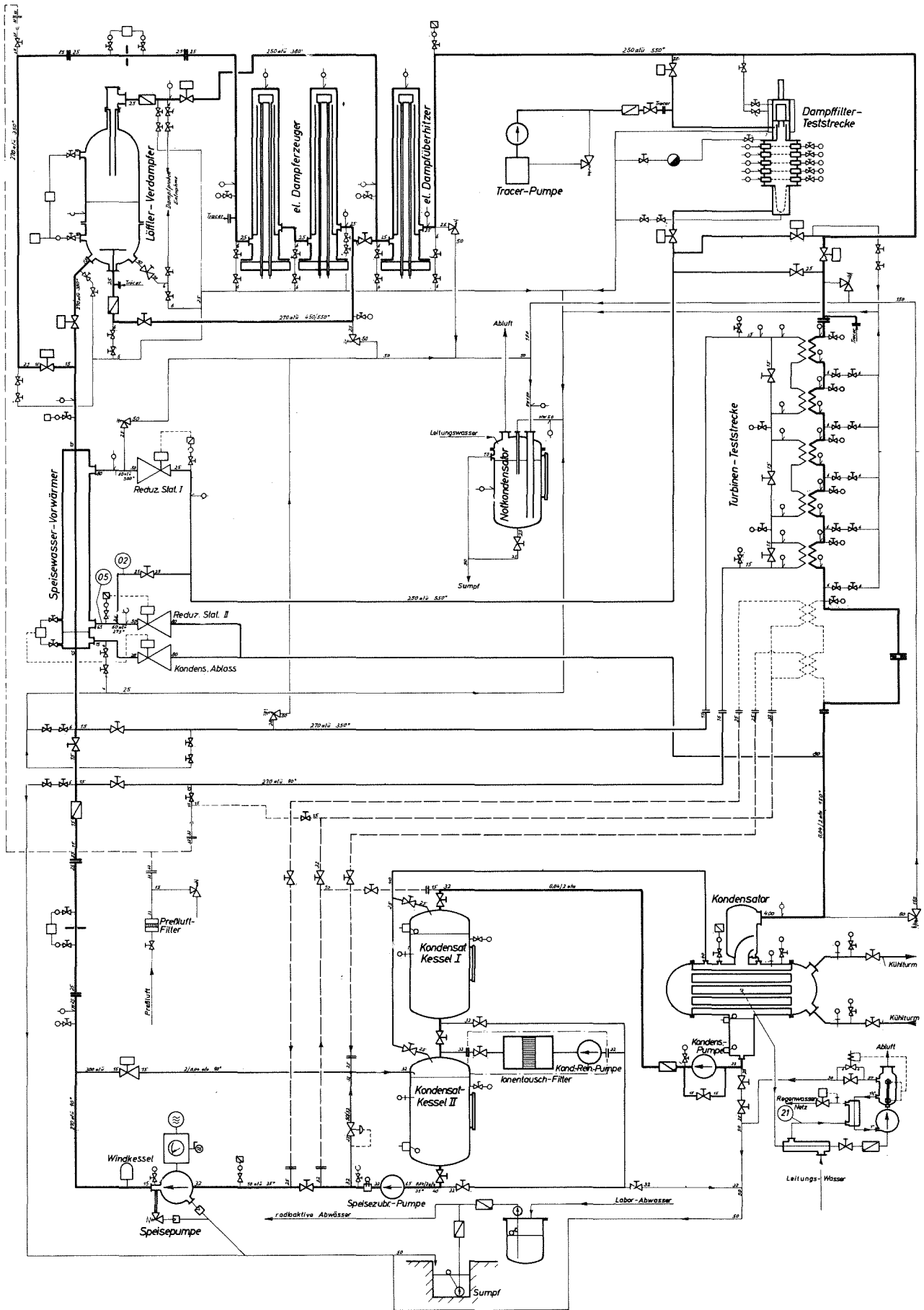


Abb.1 Schema des Kontamination - Dekontaminations - Kreislaufs

4130 Messung der Tritiumkontamination in der Umwelt
(L.A. König, H. Schüler, M. Winter, ASS)

In der Umgebung des Kernforschungszentrums Karlsruhe soll der Tritiumpegel in

Oberflächenwasser,
Trinkwasser und
Niederschlägen

fortlaufend gemessen werden. Dabei soll untersucht werden, inwieweit Zusammenhänge zwischen der gemessenen Tritiumkontamination und den Ableitungen aus dem Kernforschungszentrum Karlsruhe bestehen. Wenn möglich, sollen die Meßwerte in bezug auf den Tritium-Zyklus ausgewertet werden. Ab 1973 sollen zusätzlich regelmäßig Pflanzenproben gemessen werden.

Das Meßprogramm erfaßt z.Zt insgesamt 68 Probenahmestellen, an denen in je 14 Tagen 90 Proben genommen werden. Die Verteilung der Proben auf die verschiedenen Wasserarten ist aus der Tabelle zu ersehen:

Medium	Probenanzahl	
	wöchentlich	14-tägig
Oberflächenwasser	12	23
Trinkwasser	5	27
Niederschlag	3	-

An Oberflächenwässern werden aus östlicher Richtung kommende Zuflüsse des Rheins zwischen Mannheim und Kehl sowie einige Baggerseen erfaßt. Trinkwassermessungen werden im Bereich der Oberrheinischen Tiefebene ebenfalls zwischen den genannten beiden Städten durchgeführt. Die Niederschlagsüberwachung soll erst dann erweitert werden, wenn sich räumliche Schwankungen der Tritiumkonzentration im Niederschlag zeigen sollten.

In Abb. 1 sind die monatlichen zeitlichen und räumlichen Mittelwerte der Meßergebnisse für die untersuchten Wasserarten dargestellt.

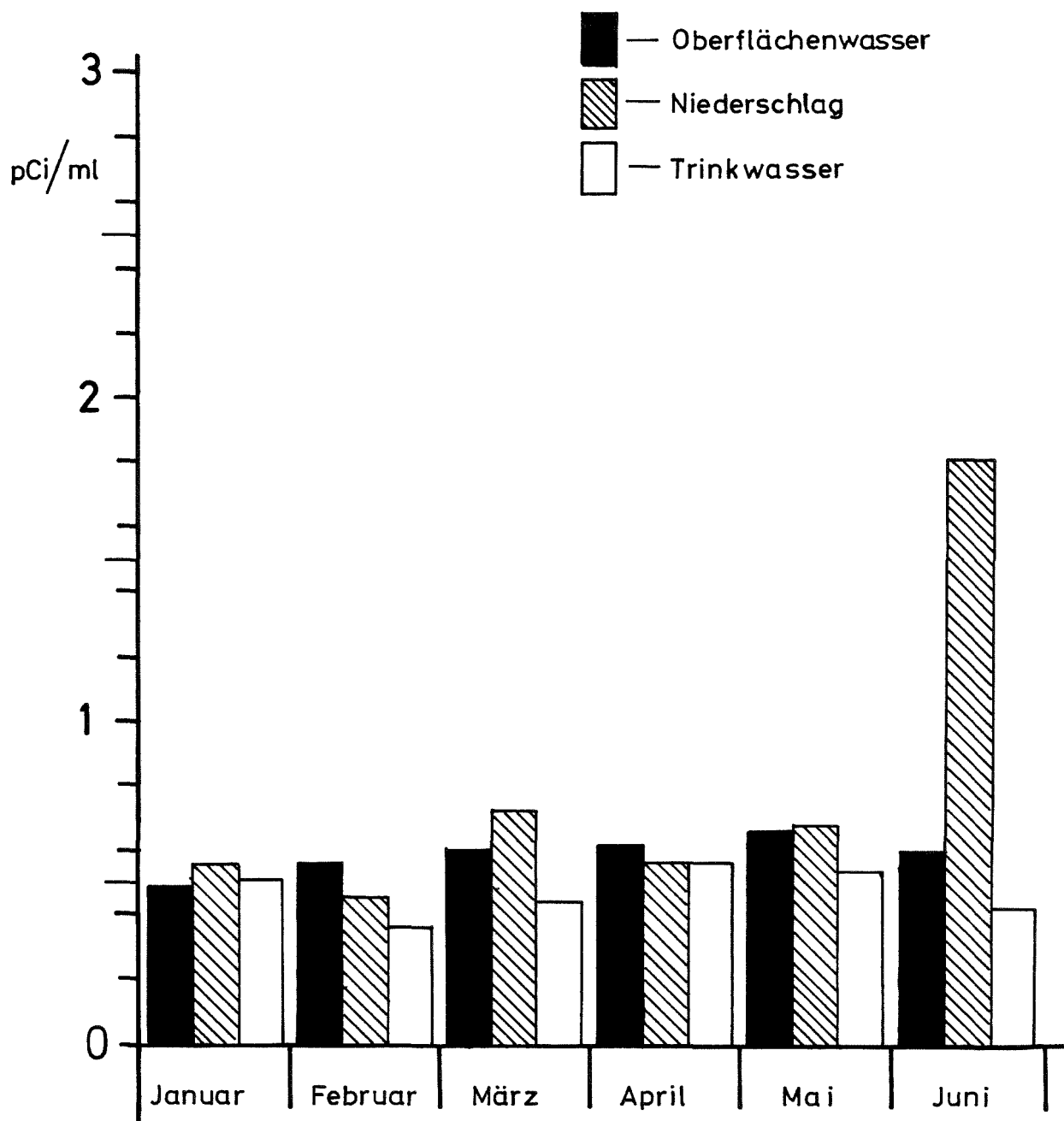


Abb. 1

Monatsmittelwerte der Tritiumkonzentration
im 1. Halbjahr 1972.

4140 Kr- und Xe-Abscheidung aus der Abluft kerntechnischer Anlagen

4142 Literaturstudie und Auswahl des günstigsten Verfahrens
(K. Hain, Th. Schmidt, Th. Vollmer, RB, J. Wilhelm, ASS)

RB/PA hat in Zusammenarbeit mit ASS/CH an dem Teilvorhaben 4142 eine Literaturstudie durchgeführt. Die Studie beinhaltet Methoden zur Trennung von radioaktivem Kr und Xe aus Reaktorabgasen bzw. aus Abgasen von Wiederaufarbeitungsanlagen und stellt anschließend zwei Verfahren als besonders aussichtsreich heraus.

Im wesentlichen sind es vier erfolgversprechende Methoden, die in der Studie näher beschrieben und analysiert werden, und zwar:

1. Adsorption an Aktivkohle oder Molekularsieben
2. Tieftemperaturdestillation
3. Trennung durch selektive Absorption
4. Trennung durch teildurchlässige Membranen

In der Studie sind weitere fünf Methoden erwähnt, die jedoch noch nicht weitgehend genug untersucht sind bzw. aus Wirtschaftlichkeitsgründen für die Edelgasabtrennung nicht in Frage kommen.

Das am weitesten untersuchte Verfahren ist die Adsorption an Aktivkohle oder Molekularsieben. Aktivkohlefilter werden häufig als Verzögerungsstrecken für Reaktorabgase eingesetzt. In den Verzögerungsstrecken klingt die Aktivität der kurz- und mittellebigen Isotope um den Faktor 10^3 bis 10^7 ab. Im wesentlichen wird nur ^{85}Kr an die Atmosphäre abgegeben.

Die Idaho Nuclear Corporation entwickelte für das Idaho Chemical Processing Plant (ICPP) eine Tieftemperaturdestillationsanlage (Abb. 1). Dekontaminationsfaktoren für die Anlage sind allerdings nicht bekannt. Verschiedene Firmen in USA bieten ebenfalls Kältesysteme an und garantieren Dekontaminationsfaktoren bis 10^4 .

Merriman und Mitarbeiter vom Oak Ridge Gaseous Diffusion Plant haben Versuche durchgeführt nach der Selektiven Absorptionsmethode mit Freonen (Abb. 2).

Dabei wurden Dekontaminationsfaktoren bis 10^4 für Xenon und bis 10^3 für Krypton erreicht. An einigen dieser Versuche hat die Babcock and Wilcox Company mitgearbeitet, die diese Anlagen bauen und vertreiben möchte.

Oak Ridge National Laboratory und Oak Ridge Gaseous Diffusion Plant haben auf der Basis der permselektiven Membranen Verfahren zur Abtrennung von Krypton und Xenon entwickelt. Als Dekontaminationsfaktoren sind für Krypton 10^3 und für Xenon 10^8 bis 10^9 angegeben. Nachteilig bei diesem Verfahren wirkt sich die Strahlenversprödung der Gummimembranen aus, die nur bis zu einer Bestrahlungsdosis von ca. 10^8 rad brauchbar sind. Die Angaben beruhen im wesentlichen auf Laborversuchen. Halbtechnische Anlagen sind im Bau.

Nach Betrachtung der beschriebenen Verfahren scheinen uns vorzugsweise zwei Verfahren für eine Anwendung in der Kerntechnik geeignet zu sein:

1. die Tieftemperaturdestillation,
2. die selektive Absorption mit Freonen,

wobei das Anwendungsgebiet den Ausschlag für die Wahl eines dieser Verfahren geben sollte.

Zur Erfahrungsfindung halten wir es für sinnvoll, zur Aufbereitung von Reaktorabgasen eine Versuchsanlage, die nach dem Prinzip der Tieftemperaturdestillation arbeitet, zu errichten, während für die Aufbereitung der Abgase von Wiederaufbereitungsanlagen das selektive Absorptionsverfahren als Alternative untersucht werden sollte.

Die Literaturstudie zur Auswahl des günstigsten Verfahrens bei der Kr- und Xe-Abscheidung wurde in einem internen Bericht zusammengefaßt.

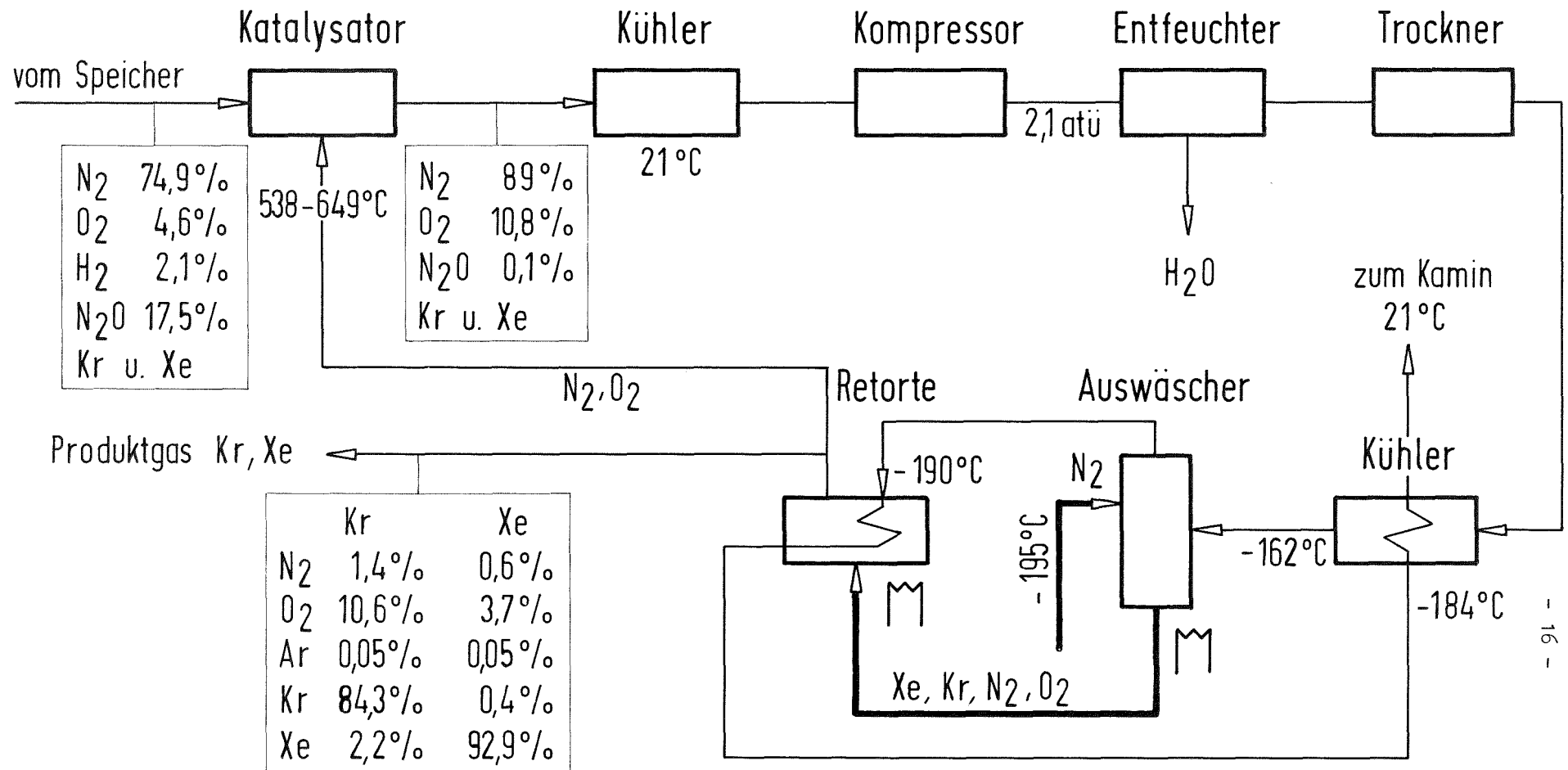


Abb. 1: Schema der Tieftemperaturdestillation im ICPP.

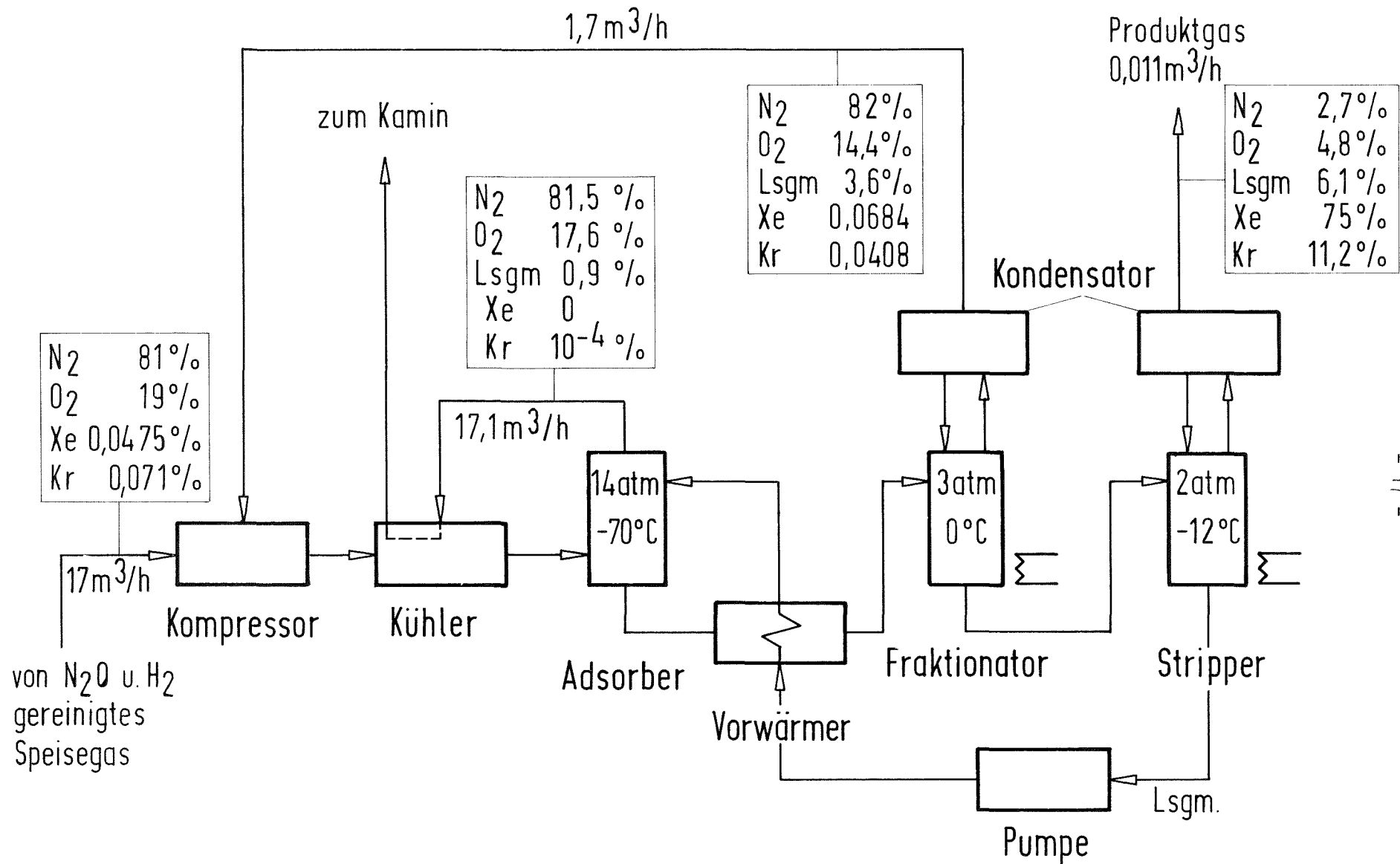


Abb.2: Schema für Selektive Absorption

4150 Abwärme- und Abwasserprobleme nuklearer Anlagen

4151 Untersuchungen zur thermischen Belastung des Rheins
(H. Sauter, W. Schikarski, IASR)

Die Arbeiten wurden Anfang 1972 begonnen, nachdem Vorüberlegungen mit auswärtigen Stellen vorausgegangen waren. Das Arbeitsprogramm wurde formuliert und festgelegt. Seine wesentlichen Ziele sind:

- Ermittlung von statistisch gesicherten Meßdaten zum Wärmeaustausch des Rheins mit der Atmosphäre
- Erarbeitung von Grundlagen zur Berechnung der verschiedenen Anteile des Wärmeaustausches Rhein-Atmosphäre
- Anwendung des lokal-klimatologischen Modells auf Modelle zur Gesamtbelastung des Rheins, z.B. im Hinblick auf Kraftwerksbelegung, Standortwahl, Ausnutzungsgrad von Kraftwerken, Optimierung des Kühlbetriebs, Wechselwirkung zwischen thermischer und sonstiger Schadstoffbelastung.

Die Konzipierung der Meßstelle im Rhein wurde begonnen, entsprechende Kontakte zu den zuständigen Behörden aufgenommen. Die notwendige Instrumentierung wurde analysiert, so daß die Meßelektronik in Kürze bestellt werden kann. Ein Konzept zur Vorverarbeitung und Registrierung der Meßdaten sowie die Untersuchung eines optimalen Standorts für die Meßstelle sind in Arbeit.

4152 Wärmeeinwirkung großer Kernkraftwerke auf ihre nähere Umgebung
Stand der Kühlturmtechnik - naß und trocken
(P. Berliner, Bau)

Literaturstudie

Gegenüber dem konventionellen 'nassen' Verfahren (Übertragung sensibler und latenter Wärme bei Verdunstung) wird neuerdings dem 'trockenen' Verfahren (Übertragung sensibler Wärme durch Rippenrohre) zunehmende Bedeutung beigemessen. Dies drückt sich in den Studien aus, deren Verfasser sich bemühen, die wesentlichen, an sich bekannten Gesichtspunkte herauszuarbeiten. Eine allgemeingültige Analyse erweist sich als schwierig. Es scheint zum gegenwärtigen Zeitpunkt vernünftiger zu sein, repräsentative Einzelfälle durchzurechnen und zu optimieren (casework); man kann sich auf konkrete, individuelle Voraussetzungen, aber auch auf viele Vorarbeiten aus dem Wärme-, Stoff- und Impulsaustausch stützen.

Einflußgrößen auf den Wärmeübergang in Trocken- und Naß-Kühltürmen

Es wurde eine Gegenüberstellung ausgearbeitet, die allgemeingültige Aussagen zuläßt, indem sie gestattet, die individuellen Einflußgrößen - Druckverluste der Austauschkörper und Rippenrohre, Übertragungskoeffizienten, effektive Austauschflächen (z.B. von Tropfen), verfügbare freie Querschnitte - zu eliminieren. Dies gelingt durch eine Anwendung der Chilton Colburn Analogie.

Als repräsentativ für den Betriebskostenvergleich wird das Verhältnis des - auf die Einheit der Wärmeübertragung bezogenen - Energieaufwandes für die Luftbewegung, E, definiert. Auf der Basis der Chilton Colburn Analogie gelangt man zu einem einfachen Ausdruck:

$$E = \left(\frac{w_{\text{dry}}}{w_{\text{wet}}} \right)^2 Le^{1/3} \left(1 + \frac{r_o}{Le c_1} \frac{x_s - x}{t_s - t} \right) \quad x)$$

-
- x)
w = Luftgeschwindigkeit
Le = Lewis Zahl
r_o = Verdampfungswärme des Wassers bei 0°C
c₁ = spezifische Wärme der feuchten Luft
x₁ = absoluter Feuchtigkeitsgehalt d. Luft
t = Lufttemperatur
s = bezieht sich als Index auf die Phasengrenzfläche
dq = Wärmestrom

Da das Enthalpiepotential beim trockenen Verfahren (als Grenzfall des nassen) wesentlich geringer ist als beim nassen, wird E stets größer als 1 sein.

Als weiterer Faktor geht der Verbrauch an Zusatzwasser in den Betriebskostenvergleich ein. Er bemißt sich nach der Wasserdampfaufnahme der Kühlluft.

Analog zu E gilt für den Vergleich der Installationskosten als eine repräsentative Maßgröße die Relation der Austauschflächen

$$F = \frac{dq_{\text{dry}}}{dq_{\text{wet}}} \left(1 + \frac{r_o}{Le c_1} \frac{x_s - x}{t_s - t} \right)$$

Im Winter oder an Aufstellungsorten mit kalter Witterung kann der Energiebedarf bei trockener Rückkühlung weitaus stärker gesenkt werden als bei nasser Rückkühlung. Dieser Umstand kann für die Einschränkung der Nebelbildung von Vorteil sein.

Optimierung von Austauschkonfigurationen

Auf der Basis der bisherigen Erfahrungen mit großen Kühltürmen wird versucht, die Gestaltung von Austauschkonfigurationen zu optimieren.

Gewöhnlich geht man in umgekehrter Richtung vor:

Für eine gegebene Geometrie werden die Koeffizienten bestimmt.

Eine hinsichtlich Wasser- und Luft-Verteilung optimale Kombination ist besonders für Kernkraftwerke notwendig und vorteilhaft.

Der Optimierungsnachweis kann deduktiv und empirisch, durch Vergleichsmessungen, geführt werden.

4160 Sicherheitsprobleme bei der Endlagerung

4161 Beseitigung tritiumhaltiger Abwässer durch Einpressen in poröse Schichten des tiefen Untergrundes (W. Hild, ADB)

Einleitung

Die in der Kerntechnik entwickelten und angewandten Verfahren zur Dekontamination radioaktiver Abwässer arbeiten so effektiv, daß nur noch unbedeutende Mengen an Radionukliden in die Umwelt abgeleitet werden. Aus diesem Grunde ist auch durch eine weitere starke Expansion der Kernenergie keine Gefährdung der Bevölkerung durch radioaktive Abwässer zu erwarten.

Eine Ausnahme bildet das Tritium (T), das nur mit einem aufwendigen Destillationsverfahren abgetrennt werden kann. Wegen seiner geringen Radiotoxizität stellt die Ableitung dieses Radionuklides im Moment noch keine Gefährdung dar. Für die Zukunft sollten jedoch Möglichkeiten gefunden werden, die das Einbringen von Tritium in den Biozyklus vermeiden.

Als geeignete Möglichkeit bietet sich hierzu das Einpressen von Tritiumabwässern in isolierte Aquiferspeicher des tiefen Untergrundes an. Diese Methode wird in jüngster Zeit in ständig steigendem Maße für die Beseitigung von stark verschmutzten und giftigen Abwässern, z.B. aus der Erdölgewinnung und der chemischen Industrie, angewendet. Allein in den USA sind im Augenblick etwa 150 derartige Versenkbrunnen in Tiefen zwischen 60 m bis zu mehr als 3 600 m in Betrieb.

In der Bundesrepublik werden vor allem die bei der Erdölgewinnung anfallenden verschmutzten Abwässer wieder in die Lagerstätten eingepreßt. Im Kalirevier des Werra-Distriktes wurden bisher mehr als $500 \cdot 10^6 \text{ m}^3$ Ablaugen in einige 30 Tiefbohrungen zwischen 200 und 700 m Teufe versenkt (durchschnittliche Einpreßrate: $1 \text{ m}^3/\text{sec.}$). Auch ein Versenkbrunnen für chemische Abwässer ist seit einigen Jahren in Moosburg/Bayern in Betrieb.

In Melekess/ UDSSR wurden zwischen 1963 und 1970 insgesamt $1,2 \cdot 10^6 \text{ m}^3$ radioaktive Abwässer mit zusammen etwa 50 MCi an β -Strahlern erfolgreich in 5 Versenkbrunnen von rund 400 m Teufe beseitigt (Einpreßraten 350 bis $400 \text{ m}^3/\text{Tag}$).

Um diese Methode auch in der Bundesrepublik zu erproben, plant das Kernforschungszentrum Karlsruhe, mit Unterstützung durch das Bundesministerium

für Bildung und Wissenschaft, die Durchführung von Versuchsversenkungen tritiumhaltiger Abwässer.

Das KFZ ist hierfür besonders gut geeignet, da die geologischen Verhältnisse die Anlage eines Versenkbrunnens in unmittelbarer Nähe erlauben und hier zur Zeit die größten Mengen an Tritium in der Bundesrepublik anfallen.

Durch dieses Vorhaben wird in der Bundesrepublik ein neues Verfahren erprobt, das es erlaubt, Tritium ohne Umweltbelastung zu beseitigen. Darüber hinaus hat es noch den praktischen Vorteil, die Ableitung von Tritium in den Vorfluter des KFZ auf sehr geringe Werte zu reduzieren.

Auswahl eines geeigneten Einpreßhorizontes

Studien, die seit 1969 in Zusammenarbeit mit Geologen der Universität Heidelberg, dem Geologischen Landesamt und der Firma C. Deilmann AG durchgeführt wurden, haben gezeigt, daß in unmittelbarer Nähe des KFZ prinzipiell die folgenden zwei Möglichkeiten für Einpreßhorizonte existieren:

- a) in der klüftigen Muschelkalkzone bei 3 000 m Teufe und
- b) in erschöpften Öllinsen des Erdölfeldes Leopoldshafen.

Das gemeinsam von der C. Deilmann AG und deren Konsortialpartnern Wintershall AG ausgebeutete Erdölfeld (Abb. 1) erstreckt sich in Nord-Süd-Richtung westlich des KFZ in einer Länge von 3 000 m und einer Breite von rund 600 m; es zeichnet sich besonders durch seine Struktur von isolierten Öllinsen aus. Gefördert wird aus den folgenden drei Schichten, bunte Niederrödderner Schichten, Cyrenenmergel und Meletta-Schichten zwischen etwa 800 und 1 300 m Teufe.

Mitte 1971 wurde die Entscheidung getroffen, die erschöpfte Ölbohrung Lh 2 zu benutzen, aus der bei 934,5 bis 945,5 m Teufe bis zur Einstellung der Förderung im Jahre 1963 23 000 m³ Naßöl entnommen worden waren. Sowohl die geologischen Daten als auch das Förderverhalten der Bohrung bestätigten den Linsencharakter und die vollständige Isolierung gegenüber anderen Ölträgern des Erdölfeldes und dem Grundwasserhorizont. Neben diesen außergewöhnlich günstigen Sicherheitsaspekten bietet die Verwendung eines existierenden Bohrloches auch beträchtliche wirtschaftliche Vorteile, da keine neue Boh-

nung niedergebracht werden muß.

Konzeption der Herrichtungsmaßnahmen

In Zusammenarbeit mit den Geologen der erdölfördernden Industrie und der Universität Heidelberg wurden in Abstimmung mit dem Geologischen Landesamt BW und dem Bergamt BW die Herrichtungsmaßnahmen konzipiert. Dabei wurde davon ausgegangen, daß für die Versenkungsversuche die T-haltigen Kondensate aus der Verdampfung der hochaktiven Abfallösungen und der Säurerückgewinnung der WAK (etwa $500 \text{ m}^3/\text{a}$ mit rund $20 \text{ CiT}/\text{m}^3$) verwendet werden. Die Versenkung soll chargenweise mit Tankwagenladungen von je 10 m^3 erfolgen. Bei den Versuchen soll insgesamt nur soviel Abwasser in die Lagerstätte eingepreßt werden, bis der vor der Ölförderung herrschende Lagerstättendruck von $99,5 \text{ atm}$ wieder erreicht ist (d.h. Auffüllung des entnommenen Volumens und Wiederherstellung der ursprünglichen geologischen Bedingungen).

Für die bergmännische Herrichtung des Bohrloches, das aus einer bis zu einer Teufe von 1250 m reichenden Rohrtour von $6 \frac{5}{8}''$ (gegen das Gebirge zementiert) besteht, die zusätzlich gegen den bis 190 m Teufe reichenden Grundwasserhorizont durch eine ebenfalls zementierte, bis 232 m Teufe reichende Ankerrohrtour von $9 \frac{5}{8}''$ abgesichert ist, wurden im wesentlichen folgende Maßnahmen beschlossen:

- Überprüfung des Zustandes der $6 \frac{5}{8}''$ Rohrtour mit Zementation mit Hilfe von Cementbondlog-Messungen
- Abdichtung von Perforationen und gegebenenfalls Ausbesserung der Zementation durch Druckzementationen
- Einbau einer zusätzlichen Einleitungsrohrtour von $2 \frac{7}{8}''$ bis auf 930 m Teufe mit Dichtheitsüberprüfung jeder Rohrverschraubung durch Abdrücken bei 280 atm
- Füllung des Ringraumes zwischen der $6 \frac{5}{8}''$ und $2 \frac{7}{8}''$ Rohrtour mit Korrosionsschutzlösung.

Für die oberirdische Herrichtung wurden unter anderem folgende Maßnahmen konzipiert:

- Leckagedichte Plastikauskleidung des Bohrlochkellers
- Erstellung einer Betonwanne samt leckagedichter Plastikauskleidung
- Montage einer Oilwell-Triplex-Pumpe
- Anschluß eines Salzwasserbehälters
- Errichtung einer verfahrbaren Leichtmetall-Halle mit Ventilator für 10-fachen Luftwechsel
- Eingrenzung der Bohrstelle durch einen 2 m hohen Zaun.

Kontrollmaßnahmen

Neben den strahlenschutztechnischen Kontroll- und Überwachungsmaßnahmen für das an dem Vorhaben beteiligte Personal sowie im Rahmen des routinemäßigen Umweltüberwachungsprogramms werden folgende Kontrollmaßnahmen vorgesehen:

- Überwachung des geförderten Öles auf T, wobei die Ölproduktion der benachbarten Lh 12 monatlich, die der übrigen 9 Förderbohrungen 1/4-jährlich erfolgt. Zu diesem Zweck wurde ein Verfahren zur kontaminationsfreien Spaltung des Naßöles sowie zur katalytischen Verbrennung der Ölphase entwickelt. Erste Nullpegelmessungen zeigten etwa den Faktor 2 über der Nachweisgrenze für die wässrige Phase (0,3 pCi/ml) bei Tritiumfreiheit der Ölphase.
- Überwachung des Grundwassers aus den benachbarten Grundwasserpegelbeobachtungsbrunnen 16 und 20.

Stand des Vorhabens

Die unterirdische Herrichtung des Bohrloches wurde von Anfang Juni bis Mitte August erfolgreich durchgeführt. Ein zur Zeit laufendes Meßprogramm zeigt, daß der Flüssigkeitsspiegel bei 200 bis 300 m liegt und ein Lagerstättendruck von etwa 77 atm herrscht. Unter diesen Bedingungen ist

damit zu rechnen, daß rund 11 000 m³ Abwasser in die Öllinse eingepreßt werden können, bis der ursprüngliche Lagerstättendruck wieder erreicht ist. Inaktive Einpreßversuche ergaben Einpreßraten von etwa 8 m³/h bei Einpreßdrücken von 60 - 80 atm.

Die oberirdische Herrichtung soll nach Abschluß des Meßprogrammes erfolgen und wird auf 6 bis 8 Wochen geschätzt. Bei planmäßigem Verlauf dieser Herrichtungsmaßnahmen und rechtzeitiger Erteilung der atomrechtlichen Genehmigungen kann noch gegen Ende 1972 mit der Versuchsaufnahme gerechnet werden.

Lit.: W. Hild et al: "Deep Well Disposal of Tritium Containing Liquid Effluents", Paper HLW 13, to be presented at the NEA/IAEA Symposium of the Management of Radioactive Wastes from Fuel Reprocessing, Paris, 27. Nov. - 1. Dez. 1972.

4200 SYSTEMVERHALTEN NUKLEARER ANLAGEN BEI STÖRFÄLLEN

4210 Dynamische Beanspruchung von Komponenten und Systemen

4212 Dynamische Beanspruchung von Druckabbausystemen beim Abblasevorgang

(K.D. Appelt, J. Kadlec, R.A. Müller, E. Wolf, IRE)

Im Kernkraftwerk Marviken in Schweden werden zur Zeit im großtechnischen Maßstab blowdown-Versuche durchgeführt. An den Versuchen beteiligen sich außer den skandinavischen Ländern auch die BRD, vertreten durch Battelle GKSS, KWU, LRA, IRS und GfK.

Ziel des Versuchsprogramms ist die Untersuchung der beim Abblasevorgang auftretenden Phänomene hinsichtlich Störungsintensität und Störungsausbreitung im Reaktorgebäude sowie die Erfassung dynamischer Bauteilbeanspruchungen bei transienten Bedingungen. Daneben wird auch die Wirksamkeit von Sprühsystemen und Filtern bezüglich des Niederschlags radioaktiver Schadstoffe (insbesondere Jod) untersucht.

Die Versuche zur dynamischen Beanspruchung des Druckabbausystems beim blowdown werden vom IRE der GfK durchgeführt. Hierbei steht im Mittelpunkt die Messung der in der Kondensationskammer auftretenden Druckpulsationen, da sie die dynamischen Bauteilbeanspruchungen maßgebend bestimmen und diese Messungen außerdem eventuelle Rückschlüsse auf die noch sehr wenig bekannten Kondensationsvorgänge in Druckunterdrückungssystemen ermöglichen.

Das Kernkraftwerk Marviken wurde im Jahre 1969 fertiggestellt, konnte jedoch aus sicherheitstechnischen Gründen (positiver Leistungskoeffizient) nicht in Betrieb genommen werden. Es wird nun für blowdown-Versuche eingesetzt. Damit ist es erstmals möglich, den thermo-hydrodynamischen Unfallablauf beim Bersten einer großen Kühlmittleitung bei den räumlichen Bedingungen eines Reaktors zu untersuchen.

Die Kraftwerksanlage ist auf Abb. 1 dargestellt. Der Nuklearteil wurde als schwerwassermoderierter Reaktor mit Direktkreislauf ausgelegt. Das Reaktordruckgefäß ist in einem zylindrischen Sicherheitscontainment aus Spannbeton untergebracht, das seinerseits von einem zweiten Containment aus

Stahlbeton umgeben wird. Unterhalb des Reaktordruckgefäßes schließen sich die Räume mit den Schiebern für die Kühlmittelschleifen an, und darunter ist das Druckabbausystem angeordnet.

Für die blowdown-Versuche wird das Reaktordruckgefäß mit einer Leichtwasserfüllung betrieben. Die Aufheizung erfolgt durch elektrische Rohrheizkörper. Der blowdown kann sowohl über als auch unterhalb des Druckgefäßes durch Bersten einer Membran ausgelöst werden. Das freigesetzte Medium strömt zunächst durch mehrere Räume innerhalb des zylindrischen Sicherheits-Containments nach unten, wird dann durch 4 großflächige Strömungskanäle (1200 \emptyset) in eine Dampf-Verteilerkammer (Abb. 2) geleitet und tritt von hier über 58 Kondensationsrohre (Abb. 3) in die Kondensationskammer ein. Insgesamt sollen ca. 20 Versuche in Abhängigkeit von verschiedenen Parametern, u.a. dem Massenstrom, dem Ort der Berststelle und der Wassertemperatur, in der Kondensationskammer gefahren werden. Die wichtigsten Daten sind in Tabelle 1 aufgeführt.

Das vom IRE angestrebte Versuchsziel ist die Erfassung des beim blowdown in der Kondensationskammer auftretenden lokalen Druckpulsationsfeldes unterhalb der Kondensationsrohre und die dadurch an einer Membranplatte ausgelösten dynamischen Beanspruchungen. Bei der Bestimmung des Druckpulsationsfeldes wird sowohl der Betrag als auch die Phase (Längskorrelation der Druckwelle) erfaßt. Es wird angestrebt, die Resultate zu generalisieren, um eine Voraussage des Schwingungszustandes von Strukturteilen innerhalb des Druckabbausystems von anderen Reaktoren zu ermöglichen.

Der Versuchseinsatz für die Untersuchung des Druckpulsationsfeldes unter den Kondensationsrohren mit einer eingebauten schwingungsfähigen Modellplatte, die in erster Näherung einen Wandausschnitt des Sicherheitscontainments simuliert, ist auf Abb. 4 schematisch dargestellt. Der Einsatz besteht im wesentlichen aus drei miteinander verschraubten und am Boden der Kondensationskammer befestigten Kästen (Membrankasten, Druckaufnehmerkasten I und II), deren Instrumentierung über die in Gummischläuchen und in Stahl- und Kupferrohren verlegten Meßkabel an die außerhalb des Sicherheits-Containments installierten Meßgeräte angeschlossen ist. Der Druckaufnehmerkasten I ist mit 10 Miniaturdruckaufnehmern (Nr. 1 bis 10 auf Abb. 4) und 2 Thermoelementen (23 und 24) instrumentiert. Die Druckaufnehmer 1 bis 9 bilden eine

Achse des Koordinatensystems zur Messung der Längskorrelation der pulsierenden Druckkräfte. Die Druckaufnehmer 11 bis 17 des Druckaufnehmerkastens II bilden die zweite Achse des Koordinatensystems. Der Membrankasten hat an der Oberseite eine 5 mm dicke Stahlplatte (Modellplatte), deren Schwingungszustand mit 4 Dehnungsmeßstreifenpärchen (18 bis 21) aufgenommen wird (Abb. 5). Für die Erfassung der Temperatur der der Modellplatte benachbarten Wasserschicht ist ein Thermoelement (Nr. 22) eingesetzt. Eine Gesamtansicht des Versuchseinsatzes während seiner Installation in der Kondensationskammer vermitteln die Abb. 6 und 7. Die Durchführung der in Panzerschläuchen verlegten Meßkabel durch die Wand des Sicherheits-Containments zeigt die Abb. 8.

Zur Zeit wird die Meßeinrichtung erweitert, so daß auch der den gemessenen Druckpulsationen zugehörige lokale Massenstrom erfaßt werden kann. Diese Maßnahme ist zur Interpretation der Versuche erforderlich, da die Intensität der Druckpulsation stark vom Massenstrom abhängt, was auch die inzwischen von der AEG im Großkraftwerk Mannheim durchgeführten Kondensationsversuche bestätigt haben. Die erweiterte Meßeinrichtung ist auf Abb. 9 gezeigt. Mit Hilfe einer Meßblanze werden in dem der Druckpulsations-Meßeinrichtung zentral zugeordneten Kondensationsrohr und dem darüber liegenden Strömungskanal I der dynamische Druck, der statische Druck und die Temperatur gemessen. Zur Bestimmung der Dichte des strömenden Mediums ist eine Probenentnahmeeinrichtung am Strömungskanal I vorgesehen. Dabei handelt es sich um etwa 15 Probenbehälter, die durch ein Entnahmerohr über Magnetventile gefüllt werden können. Die Auswertung erfolgt nach thermodynamischen Methoden.

Zusätzlich zur Geschwindigkeitsbestimmung durch den dynamischen Druck und die Dichte, soll im Strömungskanal I eine Geschwindigkeitsmessung mittels Radioisotopen vorgenommen werden. Hierzu wird am Kanaleinlauf eine radioaktive Substanz intermittierend eingespritzt. Durch zwei um die Meßstrecke I voneinander entfernte Detektoren werden die γ -Impulse gemessen, woraus sich aus Meßzeit und Meßstrecke die mittlere Strömungsgeschwindigkeit ergibt.

Die Dehnungsmeßstreifen und die auf DMS-Basis arbeitenden Druckaufnehmer sind an einer konventionellen Trägerfrequenzmeßapparatur (TF 20 kHz) angeschlossen. Die Ausgangssignale von den entsprechenden Meßverstärkern werden

in analoger Form auf ein Magnetband gespeichert. Die von den Thermoelementen kommenden Thermospannungssignale werden nach entsprechender Verstärkung ebenfalls auf einem Magnetband analog registriert. Die Auswertung der auf dem Magnetband gespeicherten Signale erfolgt auf den in Karlsruhe zur Verfügung stehenden Rechenanlagen.

Bis zum 1.9.1972 wurden folgende Experimente durchgeführt:

- a) 2 Vorversuchsreihen (bei den Wasserstandshöhen in der Kondensationskammer 1 und 4,5 m) zur Bestimmung der dynamischen Reaktion der Modellplatte auf einen im Wasserraum erzeugten Druckimpuls;
- b) 2 Blowdown-Versuche mit Luft (Anfangsdruck im Reaktordruckgefäß $P_0 = 8$ und 6 bar);
- c) Blowdown-Versuch Nr. 1 (Dampf, $P_0 = 50$ bar, Strömungsquerschnitt der simulierten Bruchstelle über dem Reaktordeckel $F_0 = 0,010 \text{ m}^2$, Maximalwert des Massendurchsatzes $\dot{M} = 73 \text{ kg/sec}$, Anfangstemperatur im Wasserraum $\delta_0 = 20 \text{ }^\circ\text{C}$);
- d) Blowdown-Versuch Nr. 2 (Dampf $P_0 = 50$ bar, $F_0 = 0,032 \text{ m}^2$, $\dot{M} = 223 \text{ kg/sec}$, $\delta_0 = 20 \text{ }^\circ\text{C}$).

Die Auswertung dieser Versuche wurde im Berichtszeitraum noch nicht abgeschlossen, die vorläufigen Resultate zeigen bisher folgende Tendenzen:

- a) Sowohl die Druckpulsationen als auch die dynamische Antwort der Modellplatte sind ein schmalbandiger, stochastischer (randomer) Vorgang.
- b) Der Frequenzbereich der an den Strukturteilen angekommenen Druckpulsationen wird offenbar durch die Geometrie des Wasserraumes modifiziert (der Wasserraum wirkt wie ein Filter).
- c) Der Zeitverlauf der dynamischen Reaktion der schwingungsfähigen Strukturteile entspricht in groben Zügen dem Zeitverlauf der angekommenen Druckwellen. Die Entstehung von stärkeren Schwingungen ist auch im unterkritischen Frequenzbereich möglich.

- d) Stärkere Druckpulsationen treten erst dann auf, wenn die Luft aus den der Kondensationskammer vorgeschalteten Räumen verdrängt ist (der Luftanteil im Wasserdampf-Luft-Gemisch setzt das Niveau der Druckpulsationen herab). Die entsprechende Verzögerung beträgt ca. 500 sec (Blowdown Nr. 1) und 400 sec (Blowdown Nr. 2).

- e) Das Druckpulsationsfeld ist mindestens teilweise in der Phase korreliert.

- f) Ausgeprägte Druckpulsationen entstehen im Frequenzbereich unter 100 Hz, (mit einem scharfen Peak bei ca. 26 Hz), die Amplitude der Druckpulsationen beträgt einige Zehntel bar Spitze-Spitze. Die Maximalwerte der gemessenen relativen Biegedehnungen der schwingenden Modellplatte betragen ca. 10^{-3} (1000 μ D) Spitze-Spitze, was einer Biegespannungsbelastung von ca. ± 10 kp/mm² entspricht.

Diese Tendenzen können im wesentlichen aus den beigefügten Oszillogrammen der Meßsignale von den Druckaufnehmern Nr. 9 und 5 und von den DMS-Paaren Nr. 18 und 19 entnommen werden (Abb. 10).

Tabelle 1

Parameter der geplanten Blowdown-Versuche

Run	Location of break pipe	room	Narrowest flow area of the pipe system	Initial vessel	Depth of vent submergence	Initial pool temperature	Remark
	-	-	m ²	bar	m	°C	
1	steam	124	0.010	50	2.7	25	No spraycooling
2	steam	124	0.032	50	2.7	25	
3	steam	122	0.033	50	2.7	25	
4	water	122	0.028	50	2.7	25	
5	steam	122	0.071	50	2.7	25	
6	water	122	0.028	50	2.7	40	
7	water	122	0.028	50	2.7	60	
8	steam	124	0.032	50	2.7	40 - 60	
9	steam	124	0.032	50	1.5	25	Pool level as high as poss - " -
10	steam	122	0.038	50	1.5	25	
11	steam	122	0.038	50	0.5	25	
12	steam	124	0.032	50	2.7 < l < 3.5	25	
13	steam	122	0.038	50	- " -	25	
14	steam	124	0.032	50	2.7	27	
14	water	122	0.028				
15	Run 2 repeated with vent pipe area reduced by 30 %. Center pipes blocked.						
16	Run 2 repeated with vent pipe area reduced by 50 %. Every second pipe blocked.						
17	The test conditions of runs 17-20 are not specified in detail but the						
18	intention is to perform tests at 1) a lower initial vessel pressure, e g 20 bars						
19	2) a small break-area e g 0.005 m ² and 3) repeat an earlier test.						
20							

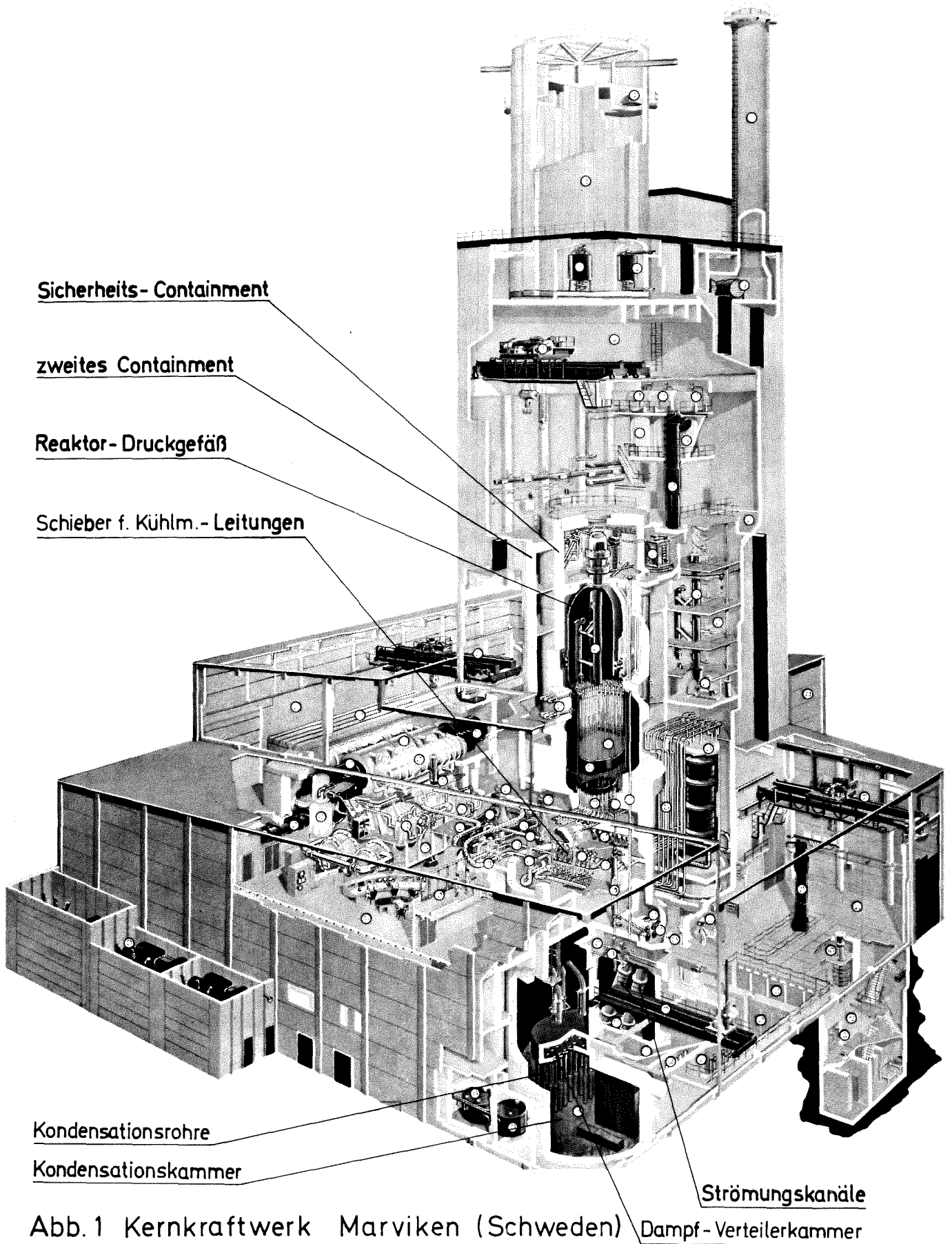




Abb. 2 Dampf-Verteilerkammer



Abb. 3 Anordnung der Kondensationsrohre

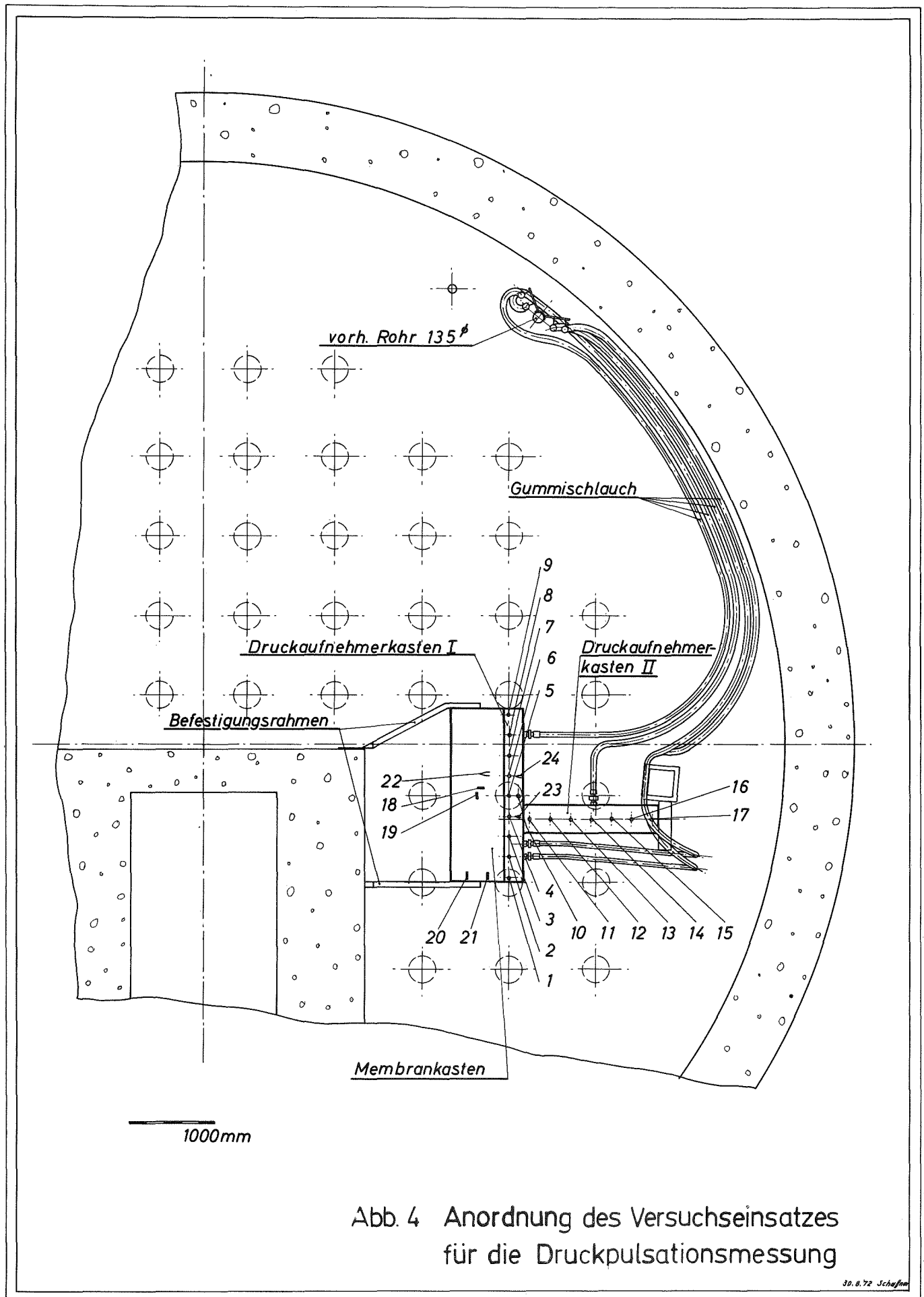


Abb. 4 Anordnung des Versuchseinsetzes für die Druckpulsationsmessung

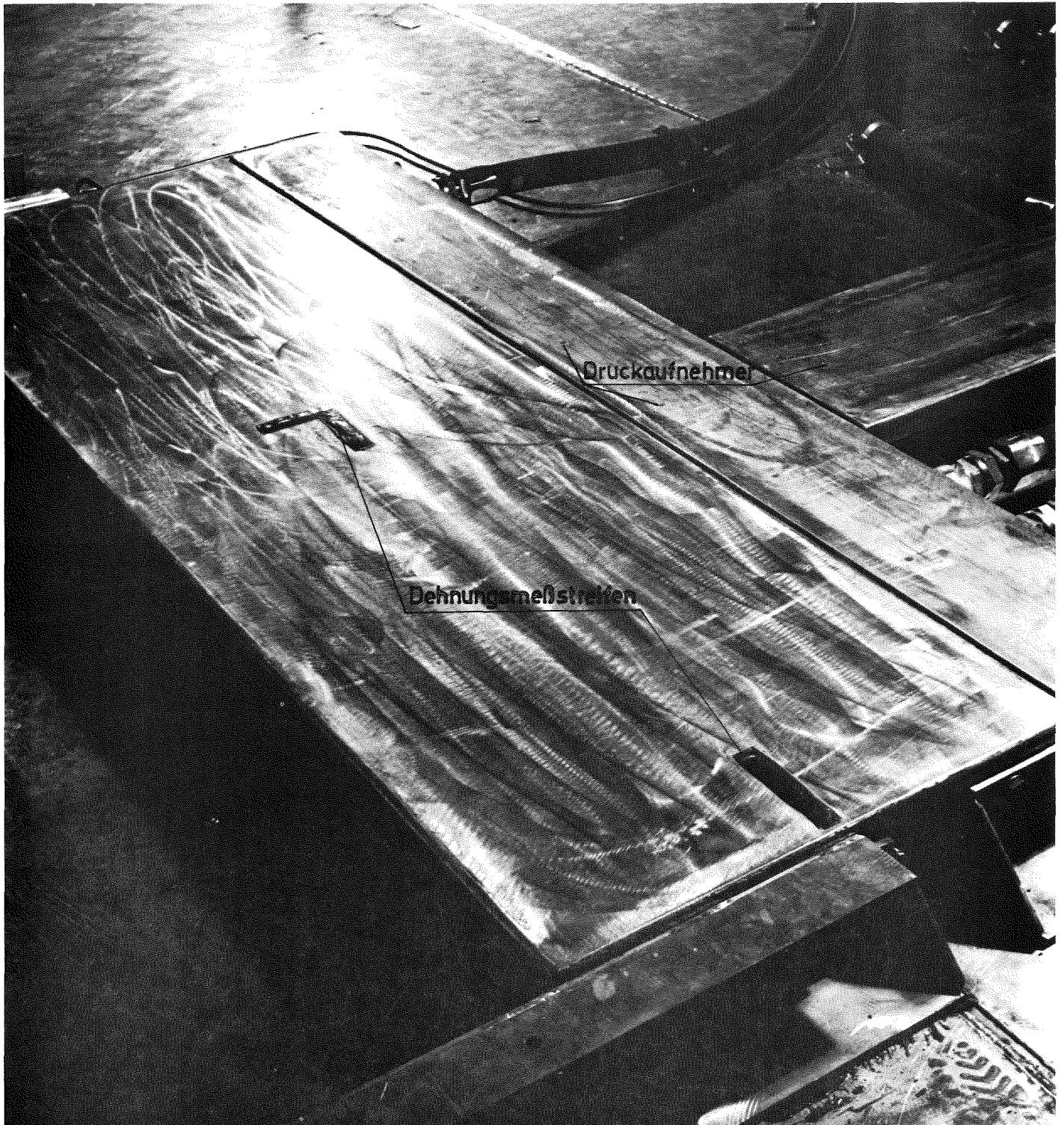


Abb. 5 Detailansicht des Versuchseinsatzes

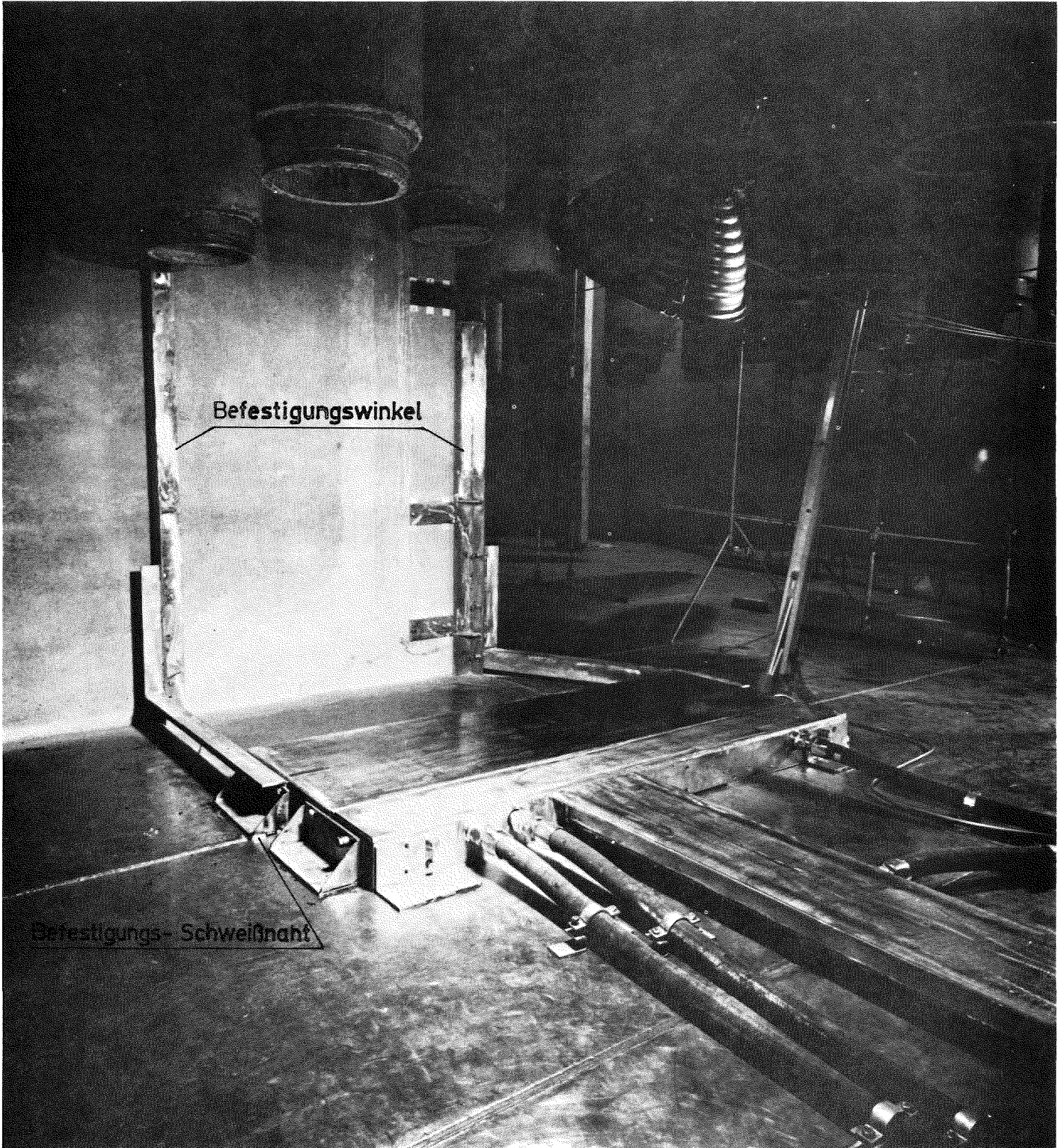


Abb. 6 Anordnung des Versuchseinsatzes
in der Kondensationskammer



Abb. 7 Anordnung des Versuchseinsatzes in der Kondensationskammer

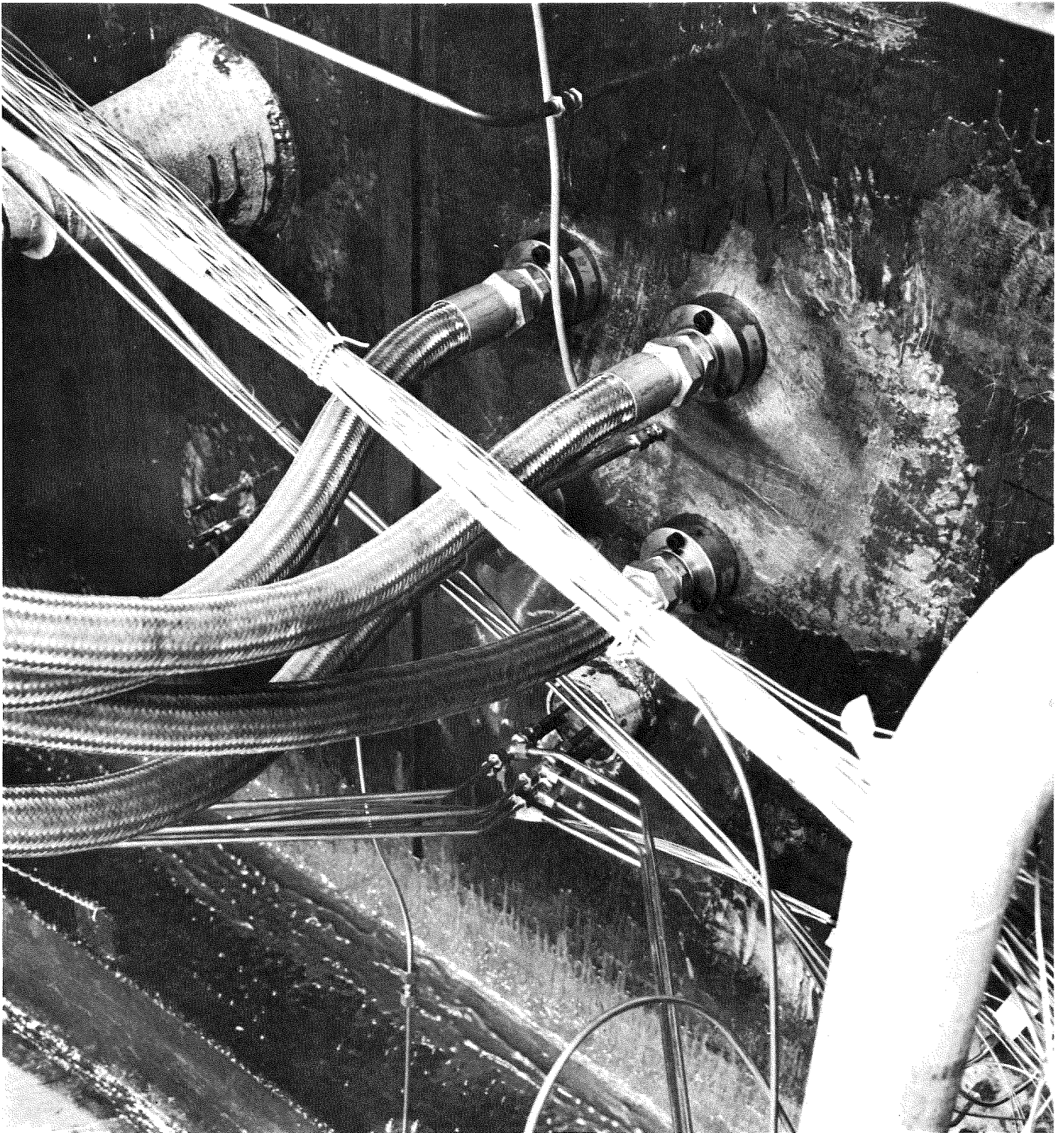


Abb. 8 Detailansicht der
Meßkabel - Durchführungen

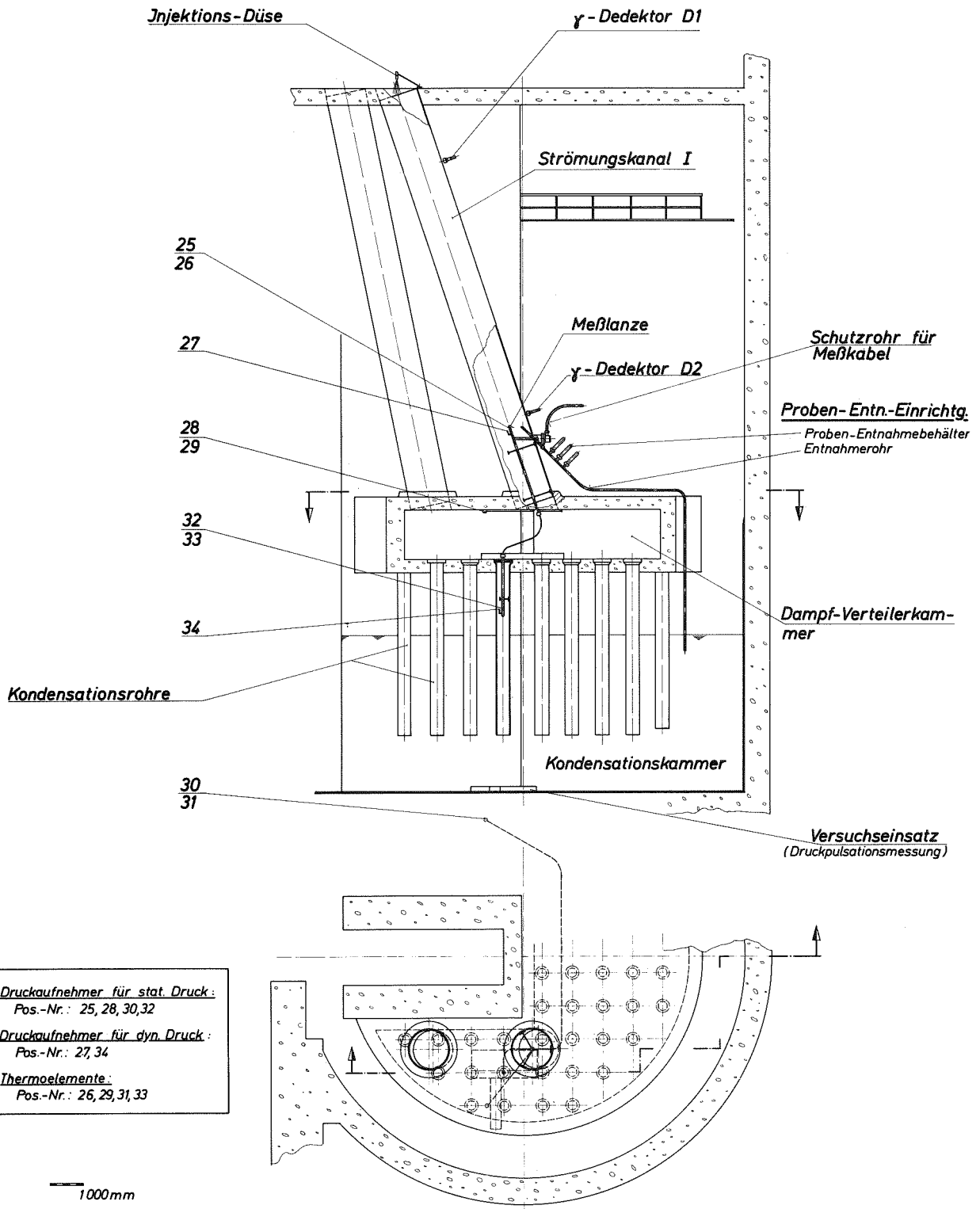


Abb.9 Anordnung der erweiterten Meßeinrichtung
(Kernkraftwerk MARVIKEN, Schweden)

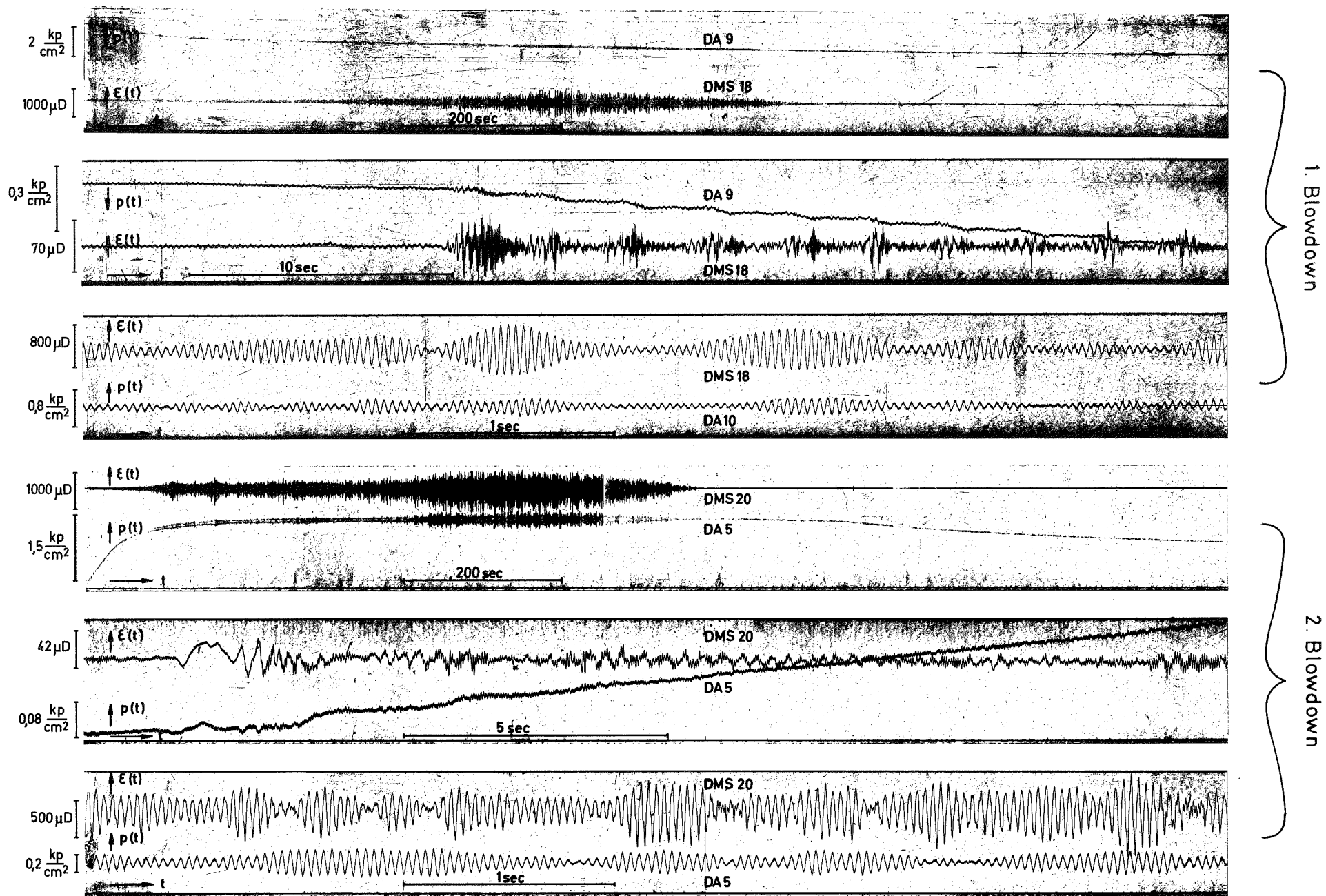


Abb.10 Oszillogramme der gemessenen Druckpulsation $p(t)$ und der relativen Biegedehnung $\epsilon(t)$

4220 Zweiphasendynamik

4221 Modelltheorie und Rechenprogramm zur Druck- und Expansionswellenausbreitung in Brennelementen beim Primärkreisbruch
(H. Sameith, IRE)

4222 Stoßrohrexperimente zur Druckwellenausbreitung in Zweiphasen-Gemischen
(J. Holzinger, Diplomanden, H. Sameith, IRE)

Die experimentellen Untersuchungen zum Ausbreitungsverhalten von Kompressions- und Expansionswellen in Zweiphasengemischen wurden fortgesetzt. Auf der Basis der Versuchsergebnisse soll eine Modelltheorie zur Wellenausbreitung in Brennelementen beim Primärkreisbruch weiterentwickelt werden.

Als Versuchsapparatur wurde eine beheizbare Stoßrohranlage aus Glas mit der Nennweite 100 mm verwendet, in der das Verhalten schwacher Kompressionswellen in stabilen Luft/Wasserdampf- Wasser-Blasengemischen bei 1 atm untersucht wurde. Im einzelnen sollte festgestellt werden, wie die Größen

- Ausbreitungsgeschwindigkeit und
- räumliche Ausdehnung der Welle sowie die
- Geschwindigkeit der Oberfläche des Gemisches

abhängen von den Versuchsparametern

- Temperatur
- Berstdruckverhältnis bzw. Druckstärke der Welle
- Homogenitätsgrad des Gemisches, gekennzeichnet durch den Gasvolumengehalt und die Blasenzahl pro Volumeneinheit.

Die Untersuchungen wurden bei Raumtemperatur und bei ca. 99 °C durchgeführt. Das Berstdruckverhältnis $\frac{p_T}{p_L}$ wurde durch den Einsatz von Aluminium-Membranen verschiedener Dicken zwischen 7 µm und 50 µm im Bereich $1,04 \leq \frac{p_T}{p_L} \leq 1,80$ variiert. Zur Variation des Homogenitätsgrades wurden als Gasverteileinsätze fünf Filterplatten mit unterschiedlich großen Porendurchmessern zwischen 8 µm und 200 µm verwendet. Damit konnte bei Gasvolumengehalten von $0,001 \leq \alpha \leq 0,08$ die Blasenzahl pro Volumeneinheit größenordnungsmäßig in den Grenzen 10^4 Blasen/m³

und 10^7 Blasen/m³ geändert werden. Als Meßgröße zur Erfassung der Kompressionswellen diente der Druck. Die schnellen Druckänderungen wurden mit Piezoquarz-Druckaufnehmern an fünf verschiedenen Stellen im Laufbereich der Welle detektiert und über Ladungsverstärker auf einen Lichtstrahloszillographen gegeben, wo sie auf fotosensibilisiertem Papier registriert wurden. Die Bewegung der Gemischoberfläche wurde mit Hilfe einer Hochgeschwindigkeitskamera festgehalten.

Die Auswertung der Versuche lieferte im wesentlichen die folgenden Ergebnisse:

- Die aufgegebenen Druckstörungen bilden sich im Lauf des Stoßrohres zu stabilen Stoßwellen aus, die bei ca. 99 °C stark dispergiert sein können. Bei Raumtemperatur wurden steilere Druckfronten festgestellt.
- Die Ausbreitungsgeschwindigkeiten der untersuchten Stoßwellen sind bei Raumtemperatur im Mittel um etwa 70 % bis 100 % größer als bei ca. 99 °C. Die Stoßwellengeschwindigkeit nimmt mit wachsendem Berstdruck zu. Die Zunahme beträgt etwa 80 % bei ca. 99 °C und etwa 30 % bei Raumtemperatur, wenn der Gasgehalt zwischen 0,001 und 0,01 variiert. Bei höheren Gasgehalten scheint die Zunahme kleiner zu sein. Die Ausbreitungsgeschwindigkeit sinkt mit zunehmendem Gasvolumengehalt im untersuchten Bereich um etwa 80 % bei beiden Temperaturen. Außerdem nimmt sie bei konstantem Gasgehalt mit wachsender Blasenanzahl pro Volumeneinheit ab. Die Abnahme ist mit 50 % bei ca. 99 °C stärker als bei Raumtemperatur mit 25 %.
- Die Tiefe der z.T. stark dispergierten Stoßwellen, die in den Gemischen bei 99 °C beobachtet wurden, bewegt sich der Größenordnung nach in den Grenzen zwischen 0,01 m und 1,00 m. Sie wird mit wachsendem Berstdruck kleiner und nimmt außerdem mit zunehmendem Homogenitätsgrad ab. Es wurde festgestellt, daß die Stoßfronttiefe mit wachsender Blasenanzahl pro Volumeneinheit bei konstantem Gasvolumengehalt im Mittel um etwa 120 % abnimmt.
- Die Geschwindigkeit der Gemischoberfläche ergab sich im Bereich $0,01 \leq \alpha \leq 0,08$ zu 0,15 m/s bis 4,5 m/s. Bei ca. 99 °C ist sie um etwa 100 % größer als bei Raumtemperatur. Sie wächst im Mittel auf den zwei- bis dreifachen Wert an, wenn das Berstdruckverhältnis vom Wert 1,20 auf den größten Wert 1,80 gesteigert wird.

Die Untersuchungen wurden im Berichtszeitraum ausgedehnt auf die Beobachtung von einzelnen Blasen. Es soll festgestellt werden, wie sich die Blasengröße unter den verschiedenen Versuchsbedingungen beim Wellendurchgang ändert und wie die zeitlichen Druckverläufe in Beziehung stehen zu den zeitlichen Änderungen der Blasengröße. Zur Beobachtung der Blasen kommt die bereits oben erwähnte Hochgeschwindigkeitskamera zum Einsatz. Außerdem wurde an der Stoßrohranlage eine Vakuumpumpe angeschlossen, so daß die Experimente zusätzlich erweitert werden konnten auf die Untersuchung von Expansionswellen. Die ersten Versuchsserien hierzu sowie zum Verhalten einzelner Blasen beim Durchgang von Kompressions- und Expansionswellen stehen kurz vor dem Abschluß.

4230 Notkühlung und Coreschmelzen

- 4231 Untersuchungen zur Verformung und zum Versagen von LWR-Brennstäben während und nach der blowdown-Phase und die Auswirkung auf die Kernnotkühlung
(G. Class, IRE, G. Hofmann, IRB, S. Leistikow, IMF, E. Karb, Th. Schmidt, RB)

Kernnotkühlssysteme in Leichtwasserreaktoren müssen als letztes Glied einer Reihe von abgestuften Sicherheitsmaßnahmen im Falle eines Kühlmittelverlustunfalles das Niederschmelzen des Reaktorkerns mit hoher Zuverlässigkeit verhindern.

Die in großem Umfang projektierten und laufenden Forschungsarbeiten zur Kernnotkühlung des Gesamtprogramms Reaktorsicherheit des BMBW besitzen daher hohe Priorität. Insbesondere die Untersuchungen zum Verhalten hochabgebrannter Brennstäbe bei den Druck- und Temperatur-Transienten eines Kühlmittelverlustunfalls und der damit gekoppelten Reaktorabschaltung erfordern in Bezug auf die Verformung der Hüllrohre (Aufblähen) und der dadurch hervorgerufenen Veränderung der Notkühlungseigenschaften des Reaktorkerns erhöhte und intensive Anstrengungen.

Im Kernforschungszentrum Karlsruhe stehen dafür, neben einigen spezifischen Versuchseinrichtungen für entsprechende out-of-pile-und in-pile-Notkühlungsexperimente, in erheblichem Umfang erfahrene Fachleute zur Verfügung.

Im April dieses Jahres wurde daher eine PNS-Arbeitsgruppe "Kernnotkühlung" gebildet, die zunächst mit der Aufgabe betraut wurde, eine kritische und umfassende Beurteilung der gegenwärtigen Kernnotkühlungs-Diskussion in den USA zu erarbeiten.

Das Ergebnis dieser Untersuchungen wurde in einem Memorandum zusammengefaßt x).

x) Interner Bericht

Außerdem hat die PNS-Arbeitsgruppe "Kernnotkühlung" die Aufgabe, in Abstimmung mit dem BMW-Sachverständigenausschuß Notkühlung, in dem alle in der BRD auf diesem Gebiet tätigen Forschungsgruppen vertreten sind, das GfK-Forschungsprogramm "Brennstabversagen während und nach der blowdown-Phase und die Auswirkungen auf die Kernnotkühlung" detailliert zu erarbeiten.

Das Notkühlungsforschungsprogramm des PNS konzentriert sich auf folgende Untersuchungen:

1. Theoretische und experimentelle Untersuchungen zum Brennstabversagen

Zur qualitativen und quantitativen Bestimmung der Mechanismen des Brennstabversagens bei einem Kühlmittelverlustunfall wurden bisher vor allem in USA, mehr als 400 Versuche durchgeführt. Der weitaus größte Teil dieser Versuche erfolgte mit unbestrahlten Brennstäben out-of-pile, einige wenige Versuche mit vorbestrahlten Hüllrohren und nur zwei Versuche unter in-pile-Bedingungen. Bei diesen in-pile-Versuchen enthielt jeweils nur 1 Stab eines Bündels Brennstoff, der bis zu dem verhältnismäßig geringen Abbrand von 650 bzw. 2500 MWd/t vorbestrahlt war. Es sind daher dringend eigene in-pile-Versuche mit hochabgebrannten Brennstäben erforderlich.

Im Hinblick auf die Kriterien für LWR-Notkühlungssysteme kommt der Sauerstoffversprödung der Hüllrohre bei den relativ hohen Temperaturen eines Kühlmittelverlustunfalles eine entscheidende Bedeutung zu. Zu untersuchen ist in diesem Zusammenhang der Mechanismus des Versagens von Brennstabhüllen.

Im Mittelpunkt stehen folgende experimentelle Untersuchungen:

Out-of-pile-Versuche zur Ermittlung der Hüllrohrdeformation während und nach der blowdown-Phase.

Out-of-pile-Versuche zur Untersuchung des Zusammenhanges zwischen Oxidation und Versprödung bei realistischen Temperatur-Zeit-Verläufen des Hüllrohres beim Kühlmittelverlustunfall. Das Ziel ist hier die Bestimmung einer maximal zulässigen oxidativen Durchdringung des Hüllrohres unter Aufrechterhaltung einer bestimmten Restduktilität des Rohrmaterials.

Inpile-Versuche zum Versagen hochabgebrannter Brennstäbe beim Kühlmittelverlustunfall. Die hierzu erforderliche Versuchseinrichtung muß folgende Bedingungen erfüllen:

- inpile-Simulation der blowdown-Bedingungen im Kühlkanal des Prüflings und der Nachwärme im Prüfling selbst,
- die nukleare Leistung oder besser die Prüflingskühlung muß mindestens in Form einer Stufe verändert werden können, um die einem Kühlmittelverlustunfall entsprechende Temperaturtransiente zu erzeugen,
- die Handhabung vorbestrahlter sowie beschädigter und kontaminierter Prüflinge muß möglich sein,
- zwischen Innenraum und Umgebung der Brennstabhülle muß die bei einem Kühlmittelverlustunfall zu erwartende Druckdifferenz (innerer Überdruck) erzeugt werden können,
- die beim Hüllrohrbruch austretenden Spaltprodukte sollten zumindest qualitativ bestimmt werden können.

Diese Bedingungen werden weitgehend vom sogenannten Dampf-Kontaminations-(DK-) Loop am FR 2-Reaktor erfüllt. Dieser Kreislauf wurde ausgelegt für den Einsatz nuklear beheizter und mit Heißdampf gekühlter Prüflinge mit absichtlich angebrachten Hüllenschäden. Er ist seit mehr als 2 Jahren in Betrieb und kann deshalb nach relativ kurzer Vorbereitungszeit für die Versuche zum Brennstabversagen eingesetzt werden.

Eine große Anzahl von Hilfs- und Experimentiereinrichtungen macht den Kreislauf gerade für Versuche zum Brennstabversagen besonders geeignet. Hierzu gehören:

- eine umfangreiche Einrichtung zum Wechsel bestrahlter sowie beschädigter und kontaminierter Prüflinge,
- eine Einrichtung zur Innenbeaufschlagung der Prüflinge mit Druckgas, auch während des Betriebes,
- verschiedene Einrichtungen zur Bestimmung freigesetzter Spaltprodukte: Entnahmevorrichtungen für Kühlmittelproben, Ein- und Ausschleuseeinrichtungen für Filtrations- und Depositionsproben, Meßstrecken zum Nachweis von Spaltprodukten mit Gamma-Spektrometrie, verzögerter Neutronen oder Präzipitation von Folgeprodukten,

- Jodfilter und eine Edelgasverzögerungsstrecke im Abgasteil der Anlage.

Begleitende theoretische Arbeiten:

Hier ist eine enge Zusammenarbeit mit der theoretischen Gruppe des Instituts für Kernenergetik der TU Stuttgart in Vorbereitung. Das unmittelbare Ziel der begleitenden theoretischen Arbeiten ist die Erstellung eines Brennstab-Versagensmoduls unter Einbeziehung eventueller Hüllrohrdeformationen.

2. Theoretische und experimentelle Untersuchungen zum Verhalten vieler paralleler Kühlkanäle bei gestörter Core-Geometrie

Die Wirksamkeit und Zuverlässigkeit der LWR-Notkühlungssysteme kann durch das Versagen und vor allem durch das Aufblähen der Brennelementhüllrohre beeinträchtigt werden. In out-of-pile-Simulationsexperimenten mit elektrisch beheizten Brennelementen wird der Einfluß von unterschiedlichen Kühlkanalversperrungen auf die Wirksamkeit der Notkühlung untersucht.

Auf dem bevorstehenden "Crest-Specialist Meeting on Emergency Core Cooling for Light Water Reactors", das vom 18. bis 20. Oktober 1972 in Garching stattfindet, wird die PNS-Arbeitsgruppe "Kernnotkühlung" einen Beitrag ^{x)} zu den Problemen des Brennstabverhaltens und der Kernnotkühlung im Hinblick auf die ECCS-Kriterien liefern.

x) G. Class, A. Fiege, M. Fischer, G. Hofmann, E. Karb, S. Leistikow:
Untersuchungen zum Brennstabversagen beim Kühlmittelverlustunfall von LWR im Hinblick auf ECCS-Kriterien.
Crest Specialist Meeting 1972, Oct. 18-20, Garching

4232 Untersuchungen zur Abschmelzphase von UO_2 -Zircaloy-Brennstäben unter Störfallbedingungen
(W. Schikarski, IASR)

Das Arbeitsprogramm zur Untersuchung der Abschmelzphase von UO_2 -Zircaloy-Brennstäben wurde im einzelnen ausgearbeitet und mit dem Arbeitskreis "Core-schmelzen" des BMBW abgesprochen. Das Programm sieht Untersuchungen vor

- zum Hüllmaterialschmelzen (Ablauf, Abhängigkeit von den Randbedingungen, Wechselwirkung mit den verschiedenen Materialien),
- zur UO_2 -Abschmelzphase (Ablauf, Abhängigkeit von den Randbedingungen, insbesondere Temperatur- und Drucktransienten beim Kühlmittelverlust-unfall, Einfluß der Brennstab-Vorgeschichte),
- zur Wiedererstarrung der geschmolzenen Teile des Brennstoffs bzw. Brennstoff-Hülle-Gemisches.

Die Experimente werden durch modelltheoretische Untersuchungen unterstützt. Ziel der Arbeiten ist die Ermittlung der Daten und Prozesse, die eine konsistente und möglichst realistische Beschreibung der Vorgänge während des Abschmelzens von UO_2 -Brennstäben mit Zircaloy-Hülle in H_2O -Dampf-Atmosphäre im Hinblick auf die sich bildende Schmelze gestatten. Die Versuche werden in einem Versuchskessel out-of-pile durchgeführt werden, wobei teilweise Methoden und Meßgeräte des EPBF-Programms übernommen werden können. Der Beginn der Versuche wird für Ende 1973 erwartet.

- 4233 Untersuchung der zeitabhängigen Spaltproduktfreisetzung und der Restwärmequellstärke beim Erschmelzen eines LWR-Brennstabprüflings
(H. Albrecht, IRCH, D. Perinic, B. Stuka, RB)

Bei einem hypothetischen Reaktorunfall mit Kühlmittelverlust und Versagen der Notkühlung kommt es zu einer starken Erhitzung des Brennstoffs, und es besteht die Gefahr, daß das Core zum Teil oder sogar ganz niederschmilzt. Der Grund dafür liegt vor allem in der Energieproduktion durch den radioaktiven Zerfall der beim Abbrand gebildeten Spaltprodukte. Eine weitere Wärmequelle ist durch die stark exotherm verlaufende Reaktion des Zircaloy-Hüllmaterials mit den Kühlmittelresten gegeben. Die Aufheizung des Cores und die weiteren möglichen Folgen des Unfalls hängen davon ab, in welchem Maße die Wärmequellstärke des Brennstoffs durch das Entweichen eines Teils der Spaltprodukte reduziert wird.

Nach Ausbleiben der Notkühlung kommt es zu einer teilweisen Freisetzung der Spaltprodukte aus dem Brennstoff in etwa folgenden Schritten [1]:

- a) Stoßweises Entweichen der im Plenum oder im Spalt zwischen Hüllrohr und Brennstoff angesammelten Spaltprodukte beim Hüllrohrbruch (rd. 1200 °C).
- b) Kontinuierliches Entweichen von Spaltprodukten aus freigelegtem, festem Brennstoff durch Diffusion (rd. 1200 - 2800 °C).
- c) Stoßweises Entweichen von im Brennstoff verbliebenen Spaltprodukten beim Schmelzen (rd. 2800 °C).
- d) Kontinuierliches Entweichen von Spaltprodukten aus der Brennstoffschmelze (rd. 2800 - 3200 °C)
- e) Stoßweises Entweichen von in der Schmelze verbliebenen Spaltprodukten beim Sieden der Schmelze (rd. 3200 °C).

Die z. Zt. angenommenen Werte für die Freisetzung der Spaltprodukte während der Phasen a) bis e) aus dem Brennstoff reichen von 20 % (General Electric) bis 50 % (AEG). Diese große Abweichung ist hauptsächlich auf Unsicherheiten der Kenntnis der Freisetzung in den Phasen c) bis e) zurückzuführen, da die Daten durch Experimente nicht ausreichend belegt sind.

Die Ergebnisse analytischer Rechenmodelle sind mit erheblichen Unsicherheiten

behaftet, da einerseits eine große Zahl von Parametern in die Rechnung ein-
geht, z.B. Abbrand, Brennstoffgeometrie, zeitlicher Temperaturverlauf des Brenn-
stoffs, Umgebungsatmosphäre, und andererseits die Stoffwerte der Reaktorma-
terialien (Viskosität, Wärmeleitfähigkeit, Schmelz- und Verdampfungswärme,
Dampfdruck etc.) sowie der Ablauf chemischer Reaktionen im Temperaturbereich
zwischen 2000 ° und 3000 °C noch nicht genügend bekannt sind.

Die bisher durchgeführten experimentellen Untersuchungen beschränken sich im
wesentlichen auf die Arbeiten in Oak Ridge in den Jahren 1961 - 1965. Dabei
wurde das Entweichen der Edelgase und Halogene sowie der Elemente Cs, Sr, Ba,
Zr, Te, Ru und Ce bis zu Brennstofftemperaturen von ca. 2900 °C untersucht.
Die Ergebnisse beziehen sich aber nur auf die totale Freisetzung dieser Ele-
mente bis zu einer bestimmten Temperatur und fast ausschließlich auf Brenn-
stoff mit Edelstahlhülle.

Im Rahmen des PNS werden Niederschmelzversuche eines LWR-Brennstoffprüflings
mit folgender Zielsetzung vorbereitet:

1. Ermittlung der zeit- und temperaturabhängigen Entweichraten der Spalt-
produkte unter möglichst realistischen Bedingungen (Zircaloy-Hülle, Wasser-
dampf-Atmosphäre); dabei soll eine größere Zahl von Spaltprodukt-Elementen
erfaßt werden als bei den USA-Versuchen.
2. Direkte Messung der Restwärmequellstärke des Brennstoffs mit Hilfe eines
Kalorimeters.
3. Vergleich der experimentell bestimmten Wärmequellstärke mit berechneten
Werten.
4. Extrapolation der Ergebnisse auf ein geschmolzenes Reaktorcore.

Bevor die Experimente im Detail spezifiziert werden, ist eine Literaturlauswertung
vorzunehmen, sowie eine Konzept- und Realisierbarkeitsstudie für die Versuche
anzufertigen. Damit wurde gegen Ende des Berichtszeitraumes begonnen.

Bis Ende 1972 soll ein definitives Versuchsprogramm vorgelegt werden.

Literaturhinweis:

[1] E. Waibel, KFK 1580 (1972)

4234 Untersuchungen zu einer passiven Katastrophenkühlung, Durchführbarkeitsstudie
(A. Mack, D. Perinic, RB)

Zur Minderung der konventionellen und radiologischen Folgen eines hypothetischen extremen Unfalls eines LWR könnte ein auf dem Prinzip des Wärmerohres aufgebautes passives Katastrophenkühlsystem beitragen, das bei Versagen oder Ausfall der heute üblichen Notkühleinrichtungen in Funktion treten würde.

Bezüglich des Schadensmechanismus an einem LWR wurden zwei unterschiedliche Fälle angenommen:

1. Die Reaktorgrube sei durch das Notkühl- bzw. Flutungswasser gefüllt. Dem Flutungswasser außerhalb des Druckbehälters wird die Nachwärme des weiterhin in seiner räumlichen Anordnung erhaltenen Reaktorkerns über nicht näher untersuchte Strömungsvorgänge zugeführt. Mittels eines geschlossenen Wärmerohrsystems werde dem Flutungswasser diese Nachwärme entzogen und an die Atmosphäre über einen selbstventilierenden Trockenkühlturm oder ggf. bei unterirdischer Bauweise des LWR mit Hilfe von Kondensatoren an ein offenes Gewässer abgegeben.
2. Die Brennelemente werden nicht mehr gekühlt und schmelzen. Der Boden des Druckbehälters schmelze ebenfalls durch, und die Kernschmelze falle in einen mit Verdampferrohren bestückten Kernfänger. Wärmeabfuhr nach außen erfolge wie unter 1.

Das Kühlprinzip beruht auf einem geschlossenen System mit einem Wärmeträger bei Naturumlauf mit Phasenänderung.

Die Verdampfung eines geeigneten Wärmeträgers erfolgt in entsprechend ausgelegten Rohren durch Entzug der Verdampfungswärme aus dem Flutwasser bzw. Kernfänger. Der gebildete Dampf strömt über Transportrohre zum Trockenkühlturm, in dem der Wärmeträger unter Abgabe der Verdampfungswärme an die Luft kondensiert wird. Das Kondensat wird durch Schwerkraft den Verdampfungsrohren wieder zugeführt. Der Höhenunterschied zwischen Kondensator- und Verdampfer-Niveau dient zur Überwindung der Druckverluste des strömenden Wärmeträgers. Das System arbeitet deshalb ohne fremde Energieeinspeisung, enthält keine Verschleißteile und bietet eine unterbrechungsfreie Betriebsbereitschaft.

Ziel der zunächst in Angriff genommenen Durchführbarkeitsstudie ist die Entwicklung eines technischen Konzeptes für beide Fälle, Auswahl der Arbeitsmedien, Aufstellung eines Berechnungsschemas und Berechnung der Kühlsysteme für geeignete Wärmeträger sowie die Ausarbeitung eines Vorschlages für eine Versuchsanlage, mit der ggf. Schwachstellen der Theorie im Hinblick auf die Verdampferzone der Wärmerohre experimentell untersucht werden können.

Auf der Basis eines LWR mit einer thermischen Reaktorleistung von 3000 MW wurde im Berichtszeitraum hauptsächlich ein Kühlsystem für den oben angegebenen Fall 1 untersucht. Es wurde ein Konzept für ein Niedertemperatursystem entwickelt, das bei einer maximalen Temperatur von 150°C ($p_g = 4,85 \text{ kg/cm}^2$) eine Nachwärmeabfuhr von 70 MW bewältigt, was der Nachwärmeleistung 13 min nach Abschalten des Reaktors entspricht. Es wurde ein Rechenschema erstellt und die Auslegung der Kühlkreisläufe mit den beiden Wärmeträgern H_2O und F 12 durchgeführt. Mit einschlägigen Industriefirmen wurden Kontakte hergestellt, um deren Erfahrung in der Auslegung und Berechnung von selbstventilierenden Trockenkühltürmen zu benutzen.

Die bisher durchgeführten Arbeiten haben bestätigt, daß bezüglich des Wärmeübergangs vom Flutungswasser an den Wärmeträger erhebliche Unsicherheiten bestehen. Dies gilt besonders für den Wärmeübergang vom Rohr an den Wärmeträger, wobei konstruktive Gesichtspunkte eine wesentliche Rolle spielen werden.

Für den Fall 2 wurden die Randbedingungen für die Auslegung des Kernfängers aus der Literatur und durch eigene Rechnungen zusammengestellt. Daran soll sich die Erstellung eines Rechnungsschemas für die Kernfängerkühlung anschließen.

- 4300 AUSBREITUNGS- UND REAKTIONSVORGÄNGE VON NUKLEAREN SCHADSTOFFEN BEI SCHWEREN STÖRFÄLLEN, DEREN ZEITABHÄNGIGKEIT UND MESSTECHNISCHE ERFASSUNG
- 4310 Untersuchung der zeitabhängigen Ausbreitungs- und Reaktionsvorgänge von Spaltprodukten und Aerosolen bei schweren Störfällen
- 4311 Untersuchungen zur Wechselwirkung von Spaltprodukten und Aerosolen in LWR-Containments nach schweren Störfällen
(P. Hosemann, W. Schikarski, H. Wild, IASR)

Die Arbeiten wurden mit einer umfangreichen Literaturdurchsicht begonnen, um einen Überblick über den Stand des derzeitigen Wissens im Hinblick auf das Spaltprodukt-Verhalten in Reaktor-Containments zu gewinnen. Dabei standen folgende Fragestellungen im Vordergrund:

- Mit welchen Spaltprodukten und mit welchen gasförmigen bzw. partikel-förmigen Verbindungen wurden Experimente zur Untersuchung der natürlichen und technisch forcierten Abscheidung in LWR-Containments durchgeführt?
- Welche Modellansätze wurden verwendet, um die experimentellen Ergebnisse auf reale Reaktor-Containments zu übertragen?
- Welche Spaltprodukte können für die Umgebungsbelastung im Störfall relevant sein?
- Welche Wechselwirkungsprozesse (Gas, Aerosol, Gas-Aerosol) spielen eine Rolle?

Um das Aktivitätsverhalten untersuchen zu können, wurden zunächst die Radionuklide, die als Aktivitätsträger in Frage kommen, nach ihrem Ursprung klassifiziert. Dabei wurde unterschieden in Radionuklide des Brennstoffs und der erbrüteten Brennstoffe, Spaltprodukte sowie Nuklide der aktivierten Strukturmaterialien und des aktivierten Kühlmittels.

Ein "Gefährdungspotential" wurde definiert als die auf die maximal zulässige Konzentration in Luft bezogene tatsächlich vorhandene Aktivität. Dabei wurden die nach ihrem Gefährdungspotential wichtigsten Radionuklide ermittelt und nach Gefährdungspotential und Auftretenswahrscheinlichkeit nach verschiedenen Zeiten in Prioritätsklassen eingeteilt. Damit konnten die Grundlagen für das weitere Vorgehen bei der Untersuchung der gestellten Fragen erarbeitet werden.

4312 Theoretische und experimentelle Untersuchungen zur Ausbreitung
radioaktiver Gase

(A. Gorenflo, W. Hübschmann, L.A. König, K. Nester, M. Winter, ASS)

Die Arbeiten auf dem Gebiet der Ausbreitung radioaktiver Gase wurden sowohl im theoretischen als auch im praktischen Teil fortgesetzt. Die automatische Datenregistrierung konnte während des 1. Quartals 1972 in einen Routinebetrieb überführt werden. Die Daten werden nun fortlaufend vom Telefunken-Rechner TR 86 A auf Magnetband abgespeichert. Eine der zwei gelieferten Vektorfahnen wurde zunächst zu Testzwecken auf der Meßwiese montiert und an die Registriergeräte angeschlossen. Es wurde festgestellt, daß die Richtungsanzeige durch Niederschläge leicht beeinflußt wird. Regentropfen bleiben auf den Leitflächen der Fahne haften, so daß eine zu große Vertikalkomponente des Windes vorgetäuscht wird. Falls dieser Einfluß auch bei den in 100 m herrschenden höheren Windgeschwindigkeiten erhalten bleibt, wird es notwendig, die Meßwerte während der Niederschläge und kurz danach als ungültig zu eliminieren. Die übrige Instrumentierung befindet sich weiterhin in einer Versuchsphase. Weitere Umbauten an der Temperaturdifferenz- und Taupunktmessung sind notwendig und werden durchgeführt.

Die weitere Auswertung der früheren Messungen (ab 1968) führte zu zwei abgeschlossenen Berichten. Die Windmessungen der Jahre 1968 und 1969 im Kernforschungszentrum Karlsruhe am 200 m hohen meteorologischen Mast wurden mittels Häufigkeitsverteilungen statistisch ausgewertet [1]. Die Häufigkeitsverteilungen der Windrichtung und der Windgeschwindigkeit sowie der mittleren Tagesgänge der Windrichtung und der Windrichtungsscherung liefern einen Überblick über die Windverhältnisse in der Umgebung des Zentrums. Zu Abschätzungen von Immissionen wurde außerdem eine Ausbreitungsstatistik erstellt. Die Ausbreitungskategorien wurden dabei aufgrund des gemessenen Windprofils ermittelt. Ergänzt wird diese Auswertung durch den mittleren Tagesgang der Kategorien.

Eine weitere Untersuchung befaßt sich mit den Strahlendosen bei kurzzeitiger Abgabe von α - und β -Aktivität [2]. Ziel der Untersuchung ist die Bewertung der atmosphärischen Diffusion radioaktiver Abgase bei Kurzzeitemissionen im Bereich bis zu 24 h. Als Beispiel wurde eine Abgasemission in 100 m Kaminhöhe gewählt. Aus den meteorologischen Messungen im Kernforschungszentrum Karlsruhe wurden die Abgaskonzentrationen in Bodenhöhe für jede einzelne Stunde berechnet. Durch Aufsummierung über den Emissionszeitraum wird die Dosis an

verschiedenen Aufpunkten ermittelt. Durch Variation des Emissionsbeginns werden alle potentiell auftretenden Dosen erfaßt. Die in deterministischer Sicht interessante maximale Dosis tritt in 0,5 km Entfernung mit weniger als 1 ‰ Häufigkeit auf (Abb. 1). Der in probabilistischer Sicht interessante Dosenbereich orientiert sich am Produkt Dosis mal Wahrscheinlichkeit und führt zu Dosen, die gegenüber der herkömmlichen Berechnungsmethode um bis zu eine Größenordnung reduziert sind.

Zur experimentellen Untersuchung des Ausbreitungsverhaltens von Gasen und Aerosolen in der Atmosphäre werden Tracersubstanzen über Abluftkamine dosiert emittiert und die Immissionen bis zu mehreren Kilometern Entfernung gemessen. Der Zusammenhang zwischen der Emissionsrate $\dot{A}(t^+)$ zur Zeit t^+ und der Konzentration $C(\vec{r},t)$ am Ort mit dem Ortsvektor \vec{r} zur Zeit t wird durch den Ausbreitungsfaktor $\chi(\vec{r},t)$ beschrieben:

$$\chi(\vec{r},t) = \frac{C(\vec{r},t)}{\dot{A}(t^+)} \quad (1)$$

Die Zeit für den Schadstofftransport vom Emissions- zum Immissionsort ist durch die Differenz $t - t^+$ gegeben.

Im Fall einer zeitlich konstanten Emissionsrate kann die Unterscheidung zwischen t^+ und t in Gl. (1) entfallen. Unter dieser Voraussetzung ergibt sich für den zeitlichen Mittelwert des Ausbreitungsfaktors aus Gl.(1)

$$\overline{\chi(\vec{r}, t_1, t_2)} = \frac{\int_{t_1}^{t_2} C(\vec{r},t) dt}{\dot{A}(t_2 - t_1)} \quad (2)$$

Das im Kernforschungszentrum Karlsruhe laufende Versuchsprogramm [3,4,5] zur Bestimmung der atmosphärischen Ausbreitung verfolgt zwei Ziele:

1. Die Bestimmung von standortspezifischen Kurzzeit-Ausbreitungsfaktoren χ durch Direktmessung der bodennahen Konzentration im Ausbreitungsfeld zum Vergleich mit theoretischen, standortunspezifischen "Norm-Werten" von Ausbreitungsfaktoren aus der Literatur (vgl. z.B. [6]) und

2. die Ermittlung standortspezifischer Parameter in Ausbreitungsformeln für die Berechnung von χ zur Anwendung auf den Standort des Kernforschungszentrum Karlsruhe.

Ausbreitungsexperimente sind nur mit Testsubstanzen möglich, von denen sowohl die Emissionsrate als auch die Immission mit vernünftigem Aufwand hinreichend genau gemessen werden können. Ferner darf keine Vorbelastung der Atmosphäre mit einer solchen Substanz vorliegen, die zu einer Verfälschung der beabsichtigten Messungen führen könnte. Schließlich müssen die auftretenden Immissionskonzentrationen der Testsubstanz unschädlich sein und dürfen zu keiner Belästigung im beaufschlagten Gebiet führen.

Bisher wurden am Kernforschungszentrum Karlsruhe 12 Ausbreitungsexperimente mit tritiiertem Wasserdampf als Tracer durchgeführt. Hierbei erfolgte die Emission aus den 100 m hohen Abluftkaminen des MZFR oder des FR2. Die Proben wurden durch Ausfrieren von Luftfeuchte an mit Trockeneis gekühlten Oberflächen genommen. Die Tritiumkonzentration in der Luftfeuchte, C_F , wird mit Hilfe eines Flüssigszintillationsspektrometers bestimmt. Unter Berücksichtigung der absoluten Luftfeuchte läßt sich hieraus leicht die Tritiumkonzentration der Luft berechnen. Tab. 1 gibt eine Übersicht über die Versuchsbedingungen bei den ersten 12 Ausbreitungsexperimenten, von denen 9 erfolgreich verliefen. (Mißerfolge treten bei nicht vorhersehbaren Drehungen der Windrichtung während des Ausbreitungsversuchs auf, wenn diese so stark sind, daß sie nicht durch Verlegen von Sammelstellen ausgeglichen werden können.) Bei jedem der Versuche wurden am gleichen Ort in aufeinanderfolgenden Sammelperioden mehrere Proben genommen, so daß die Zahl der Meßwerte ein Vielfaches der Zahl der Sammelstellen beträgt.

Die Ausbreitungsexperimente erfordern einen erheblichen organisatorischen Aufwand, da praktisch jede Sammelstelle von einem Mitarbeiter betreut werden muß. Es hat sich als notwendig erwiesen, den Zeitpunkt eines beabsichtigten Ausbreitungsversuches im voraus festzulegen. Dies bedeutet allerdings, daß der Probenahmesektor und die Sammelstellen innerhalb des Sektors kurzfristig vor Versuchsbeginn unter Berücksichtigung der meteorologischen und der topographischen Gegebenheiten festgelegt werden müssen.

Über eine graphische Auswertung der Ausbreitungsexperimente wird in [4] berichtet. Die Auswertung erfolgte ausschließlich mit dem Ziel, die Entfernungsabhängigkeit des azimuthalen Maximums des Ausbreitungsfaktors für die

während der Versuchsdauer herrschende Diffusionskategorie darzustellen. Die Ergebnisse zeigen erhebliche Abweichungen von der Theorie sowohl hinsichtlich der Beträge als auch der Quelldistanz der absoluten Konzentrationsmaxima. Danach sind die Maxima der Bodenkonzentration zur Quelle hin verschoben, wobei eine Tendenz zu höheren Maximalwerten erkennbar ist. In einem extremen Fall liegt die Streumitte des Maximalwertes um einen Faktor 2 über der theoretischen Vorhersage. Bemerkenswert ist die erhebliche zeitliche Streuung der festgestellten Konzentrationswerte von Sammelperiode zu Sammelperiode, die nahelegt, die experimentellen Ergebnisse im Gegensatz zu den in Veröffentlichungen zu findenden "Normkurven" durch breite Bänder darzustellen. Ein hierfür typische Beispiel zeigt Abb. 2, in der der auf die Windgeschwindigkeit $u = 1\text{m/sec}$ normierte Ausbreitungsfaktor (χu) als Funktion der Entfernung dargestellt ist. Die Abbildung enthält ferner Angaben über die unmittelbar vor dem Versuch vorhergesagte und die nach dem Versuch an Hand der meteorologischen Meßergebnisse diagnostizierte Diffusionskategorie nach Pasquill sowie zum Vergleich "Normkurven" nach [6] für verschiedene Diffusionskategorien.

Für die Streuung von χ , die keineswegs durch Meßfehler erklärt werden kann, gibt es mehrere Gründe: Einmal wird bei der Definition von Diffusionskategorien ein Satz innerhalb willkürlich festgelegter Intervallgrenzen variierender meteorologischer Parameter durch einen Satz konstanter Werte ersetzt. (Nur dadurch ergibt sich für jede Diffusionskategorie eine scharfe Kurve für die Entfernungsabhängigkeit von χ .) Hinzu kommen topographische, d.h. standortspezifische Gegebenheiten in Verbindung mit Windrichtungsschwankungen während eines Versuches. Dies kommt auch darin zum Ausdruck, daß sich bei fast keiner Sammelperiode in irgendeiner Ringzone die azimutalen Konzentrationsverteilungen durch eine Gauß-Verteilung darstellen ließen.

In zukünftigen Versuchen sollen auch chemische Tracer, wie Freone, CCL_4 und SF_6 , verwendet werden, wobei die Immissionswerte gaschromatographisch bestimmt werden.

Literatur

[1] K. Nester,

Statistische Auswertungen der Windmessungen im Kernforschungszentrum Karlsruhe aus den Jahren 1968/69, KFK 1606, Juni 1972

- [2_] W. Hübschmann, K. Nester,
Eine Neubewertung der atmosphärischen Diffusion bei Reaktorstörfällen
in deterministischer und probabilistischer Sicht,
Reaktortagung 1972, Hamburg
- [3_] H. Kiefer, L.A. König und M. Winter,
Untersuchung der atmosphärischen Ausbreitung mit Hilfe von Tritium,
Kerntechnik 5/6, S. 212-218 (1970)
- [4_] L.A. König, M. Winter,
Graphische Auswertung von Experimenten zur Bestimmung der atmosphärischen
Ausbreitung mit tritiiertem Wasserdampf als Tracer, KFK 1667 (1972)
- [5_] M. Winter, L.A. König,
Beitrag zum Jahresbericht der Abteilung Strahlenschutz und Sicherheit
(Herausg. H. Kiefer und W. Koelzer), KFK 1565 (1972)
- [6_] W.L. Hilsmeier, R. Gifford,
Graphs for Estimating Atmospheric Dispersion, Report ORO 545 (1962)
- [7_] L.A. König,
Umweltbelastung durch Tritium, KFK 1560, Febr. 1972

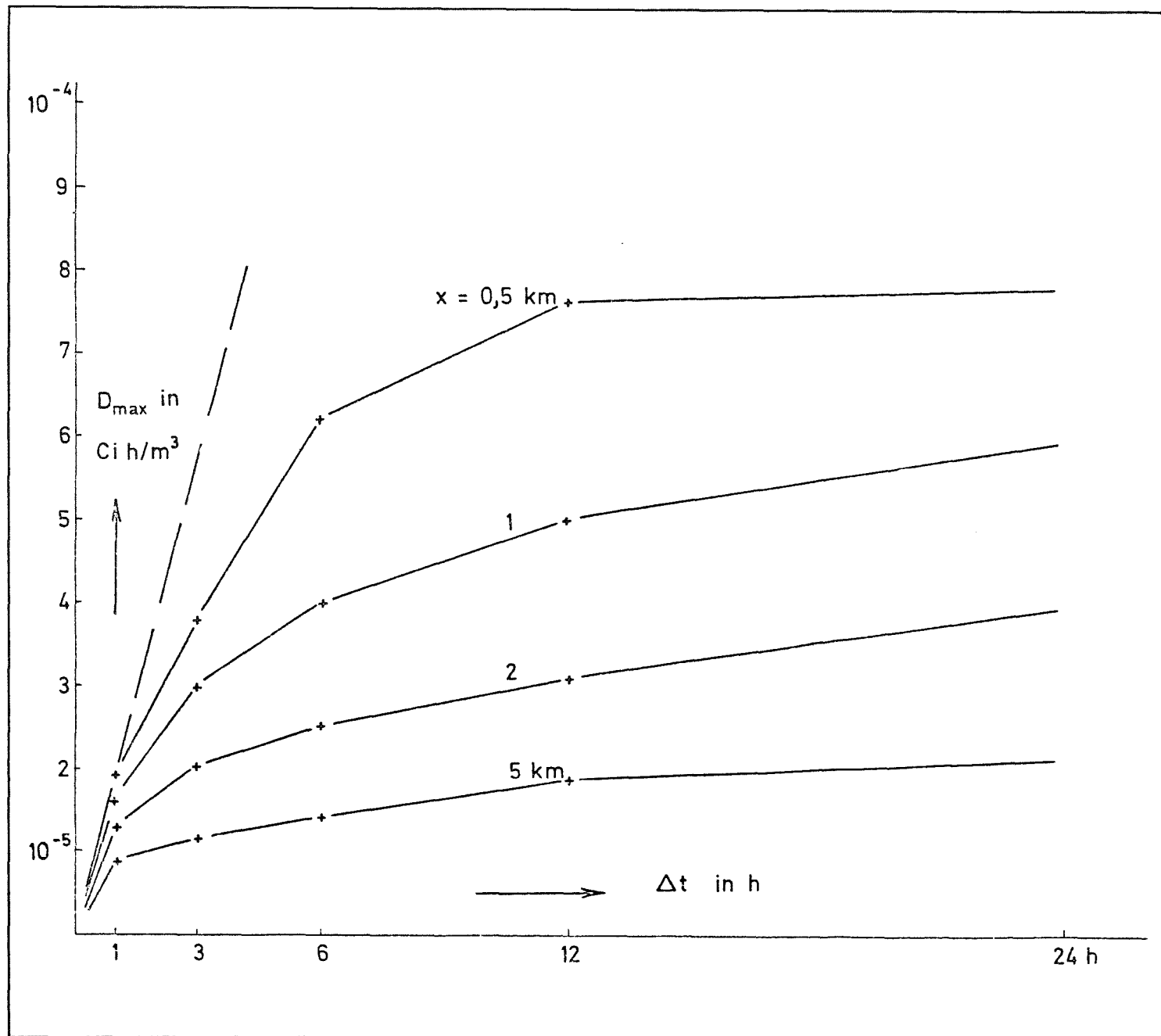
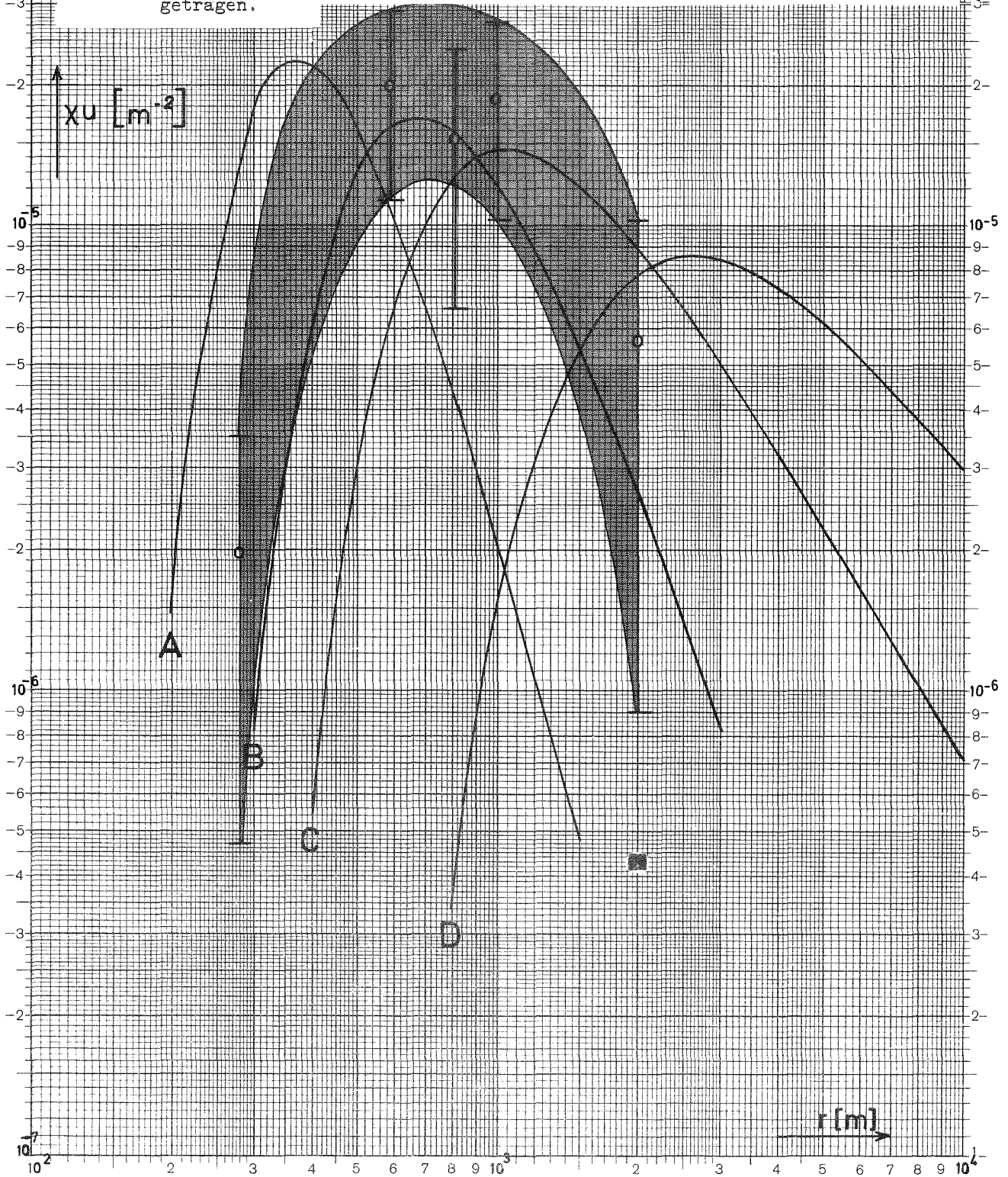


Abb. 1
Zunahme maximaler
Dosen D_{\max} mit der
Integrationszeit Δt

$\dot{A} = 1 \text{ Ci/s}$
 $H = 100 \text{ m}$

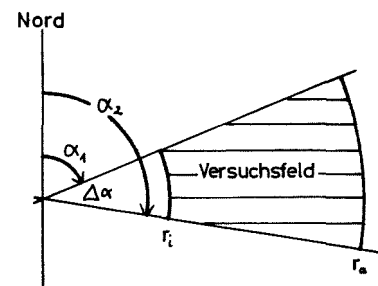
Abb. 2 Experiment Nr. 11 am 4.11.1971

Unmittelbar vor dem Versuch vorhergesagte Diffusions-
kategorie nach Pasquill: C. Nach dem Versuch festgestellte
Diffusionskategorie: D/C. Zum Vergleich sind "Normkurven"
nach [6] für die Diffusionskategorien A, B, C und D ein-
getragen.



fort- laufende Versuchs- Nr.	Zeitangaben			Zahl der Sammel- perioden	Zur Wetterlage w. d. Versuchs					Versuchsfeld					Emissions- rate \bar{A} in Ci/h	Zahl der Proben	
	Datum	Uhrzeit			diagnost. Kategorie n. Pasquill	u_{6C} in m / s		f_{abs3} in g/m ³		Radien r_i r_a		Winkel gegen Nord in Grad					Zahl der Sammel- stellen
		von	bis			min	max	min	max	km	km	α_1	α_2	$\Delta\alpha$			
1	23. 1.69	14 ³⁷	15 ⁵⁹	1	D	5,0	6,4	7,4	7,5	0,810	5,00	40	71	31	16	4	16
2	30. 6.69	21 ⁰⁰	22 ⁵⁰	3	C/D	-	-	11,7	12,1	1,50	3,10	280	314	34	6	≠ const.	18
3	16.10.69	10 ³⁰	12 ⁰⁰	3	<u>C</u> /D	3,0	4,6	8,0	9,0	0,93	3,56	238	264	26	8	4,8	23
4	16.10.69	15 ¹⁰	16 ¹⁰	3	D→C	-	-	10,0	10,0	0,93	2,42	239	263	24	5	4,8	3
5	17.10.69	11 ⁰⁰	11 ⁴⁰	2	C→ <u>B</u>	4,5	4,6	8,0	8,0	0,93	2,86	238	257	19	5	4,8	10
6	29.10.69	11 ⁰⁰	12 ⁵⁰	6	C	4,7	6,5	8,0	8,0	1,50	4,50	27	71	44	8	4,8	48
7	31.10.69	14 ⁰⁰	15 ⁴⁰	5	C/ <u>D</u>	5,4	6,6	7,0	7,0	0,98	2,91	37	61	24	11	4,8	55
8	23. 3.71	10 ⁰⁰	12 ⁰⁰	6	<u>B</u> /C	3,1	4,5	3,0	3,7	0,60	2,58	154	214	60	25	4,76	134
9	18. 5.71	10 ⁴⁰	12 ⁴⁰	6	A/ <u>B</u>	1,5	3,0	8,8	11,0	0,27	1,48	16	141	125	25	3,82	144
10	20. 7.71	11 ⁰⁰	12 ⁴⁰	5	C	4,9	6,8	9,7	10,1	0,60	2,90	192	230	38	25	4,27	125
11	4.11.71	13 ⁴⁰	15 ²⁰	5	C/D	4,2	5,9	6,3	6,3	0,27	2,10	359	62	63	25	4,04	125
12	8. 2.72	13 ³⁰	15 ²⁰	5	C→ A/B	0,9	2,9	5,9	5,9	0,40	2,43	223	106	243	20	3,96	106

Tab. 1 Versuchsbedingungen



4315 Dosisfaktoren
(A. Bayer, INR)

Bei Sicherheitsbetrachtungen von Kernkraftwerken wird das Isotop J^{131} wegen seiner hohen Spaltausbeute, der relativ großen Flüchtigkeit von Jod und wegen seines hohen Schilddrüsen-Dosisfaktors als kritisches Isotop betrachtet. An die Atmosphäre abgegebenes Jod wird sowohl durch Inhalation (Atmung) als auch durch Ingestion (Nahrungsmittel, besonders Milch) vom menschlichen Körper aufgenommen und bevorzugt in der Schilddrüse abgelagert.

Um die resultierende Schilddrüsendosis abschätzen zu können, wurden in einer früheren Arbeit die altersabhängigen Inhalations-Dosisfaktoren g_H [1] und in einer neueren Arbeit die entsprechenden Ingestions-Dosisfaktoren g_G [2] ermittelt. Die Zahlenwerte sind in Tab. 1 zusammengestellt.

Die Dosis der Gesamtbelastung $d(r)$ am Ort r errechnet sich bei Milch-Zentralversorgung (ZV) zu

$$D_{ZV}(r) = g_H \cdot J(r) \cdot A + g_G \cdot J_m \cdot A$$

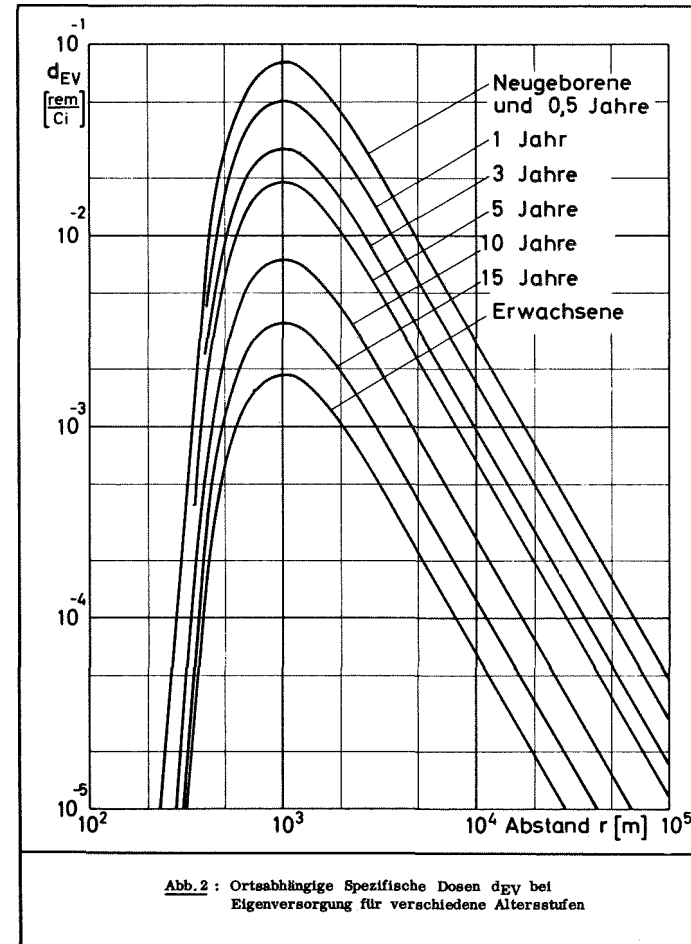
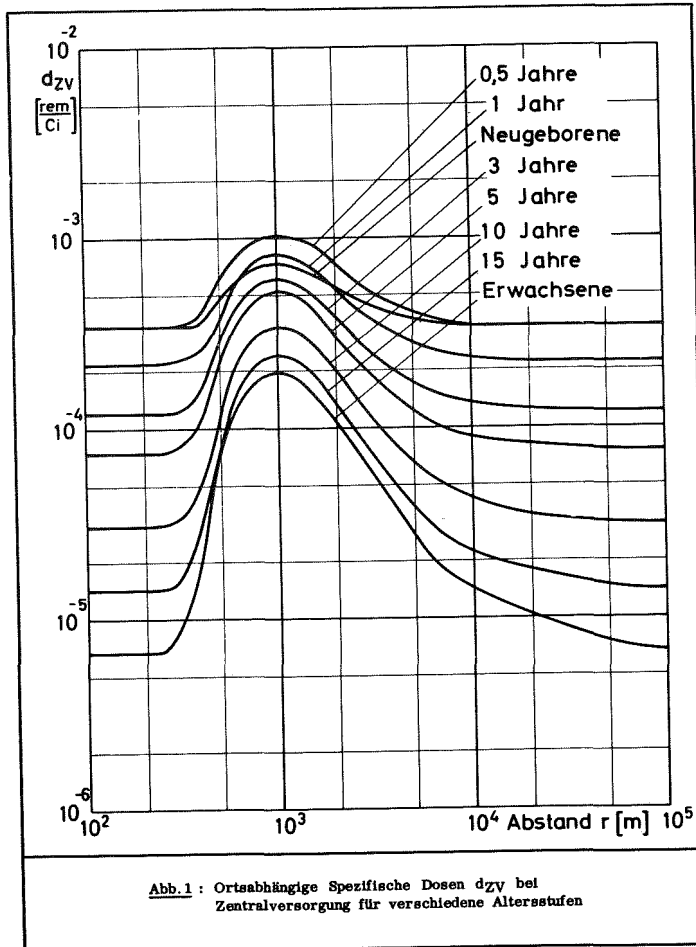
und bei Milch-Eigenversorgung (EV) zu

$$D_{EV}(r) = (g_H + g_G) \cdot J(r) \cdot A,$$

A = Aktivitätsfreisetzung der Quelle,
 $J(r)$ = Ausbreitungsfaktor am Ort r ,
 J_m = Ausbreitungsfaktor, gemittelt über den Einzugsbereich einer Milchzentrale.

Für die Freisetzung von $A = 1 \text{ Ci } J^{131}$ wurden für beide Milch-Versorgungsarten die ortsabhängigen spezifischen Dosen ermittelt, Abb. 1 und 2 [3]. Der Einzugsbereich der Milchzentrale wurde mit $R = 100 \text{ km}$ angenommen, Abweichungen von diesem Modell werden diskutiert [3].

Als Beispiel soll für das Gebiet des Oberrheins unter Zugrundelegung dieser Dosisfaktoren und von Erfahrungswerten von Freisetzungsraten bei einer vorgegebenen Kernkraftwerksdichte die Schilddrüsendosis der Bevölkerung bestimmt werden.



Tab. 1: Dosisfaktoren g_H und g_G

Alter	g_H	g_G
[a_]	[$\frac{\text{rem} \cdot \text{m}^3}{\text{Ci} \cdot \text{sec}}$]	[$\frac{\text{rem} \cdot \text{m}^3}{\text{Ci} \cdot \text{sec}}$]
Neugeborene	775	158 600
0,5	1454	156 800
1	1189	101 500
3	962	55 400
5	835	34 300
10	602	14 400
15	435	6 500
Erwachsene	375	3 200

Literatur:

[1_] A. Bayer,

Der altersabhängige Inhalations-Dosisfaktor g von J^{131}
Bericht KFK 1073 (1969).

[2_] A. Bayer,

Die altersabhängigen Ingestions-Dosisfaktoren g_G und g_G' von Jod-131
Bericht KFK 1582 (1972).

[3_] A. Bayer,

Die ortsabhängige spezifische Dosis d von J^{131}
Bericht KFK 1661 (1972).

4400 ISOLIERUNG UND BESEITIGUNG DER FOLGEN VON STÖRFÄLLEN

4410 Entwicklung von Dekontaminationsverfahren

4411 Weiterentwicklung und Anpassung von Dekontaminationsverfahren sowie Entwicklung von Dekontaminationsverfahren in Fernbedienung (S. Kunze, ADB)

Um die Dekontamination von Reaktorkomponenten zu verbessern, wurden vergleichende Prüfungen der Dekontaminationswirkung der am häufigsten in der Reaktortechnik verwendeten Dekontaminationsmittel gegenüber Edelstahl, kontaminiert mit nichtflüchtigen Korrosions- und Spaltprodukten, vorgenommen.

Die Untersuchungen erstreckten sich vorerst auf flüssige Reagenzien und sollen unter Auswertung der gewonnenen Erkenntnisse und unter Einbeziehung weiterer Parameter

- verschiedene Reaktormaterialien
- härtere Kontaminationsbedingungen
- veränderte Konzentration, Temperatur, Einwirkdauer und pH-Wert des Dekontaminationsmittels
- andere Netzmittelzusätze zum Dekontaminationsmittel

fortgesetzt werden. Dabei ist auch darauf zu achten, daß durch den Dekontaminationsprozeß möglichst geringe Endvolumina an radioaktiven Rückständen erzeugt werden.

Material und Vorbehandlung der Proben

Als Versuchsmaterial werden 1,5 mm starke quadratische Plättchen (Werkstoff 1.4541) von 25 mm Kantenlänge verwendet, die entweder gebeizt oder geschweißt wurden.

Gebeizte Proben (b) wurden

durch 20-minütiges Eintauchen bei 80 °C in eine Beizlösung aus HNO_3 , HF, H_2SO_4 und Wasser sowie anschließendes Spülen erhalten.

Geschweißte Proben (s) wurden lediglich in der Mitte mit einer Schweißnaht versehen und mit Aceton entfettet.

Kontaminationsmittel und -verfahren

Als Kontaminationsmittel dienten schwach salz- oder salpetersaure Lösungen der Isotope ^{137}Cs , $^{90}\text{Sr}/^{90}\text{Y}$, ^{144}Ce , ^{60}Co , ^{59}Fe und ^{51}Cr , die 0,01 Mol Träger und eine Aktivität von 10 bis 20 $\mu\text{Ci/ml}$ hatten. Das Aufbringen auf die Proben erfolgte in einem 2 l - Hochdruckautoklaven bei 300°C und dem entsprechenden Dampfdruck von 88 atm. über 500 Stunden; anschließend wurden die Plättchen 2 Stunden bei 200°C getrocknet. Diese Bedingungen entsprechen ungefähr denen eines Leichtwasserreaktors.

Dekontamination

Die Dekontamination erfolgt in den nachfolgend aufgeführten 5 wäßrigen Lösungen ohne bzw. unter Zusatz von Fluorcarbonnetzmitteln (je 100 ppm FC 126 und VC 134; Produkt der 3 M-Company).

Dekontaminationslösung

Anwendungsmodus

Ia: 3 % KMnO_4 + 10 % NaOH

2 h bei 100°C
Spülung mit 3 % Oxalsäure
15 min bei 60°C

Ib: 0,3 % KMnO_4 + 1 % NaOH

2 h bei 100°C
Spülung mit 0,3 % Oxalsäure
15 min bei 60°C

II: 0,5 % Zitronensäure +
0,05 % EDTA- Na_2 ; pH = 4,2

2 h bei 100°C

III: 2 n HNO_3

2 h bei 60°C

IV: 3 - 20 - Reagenz
(3 % Flußsäure + 20 % HNO_3)

15 min bei 20°C

Dekontaminationsergebnisse

Die Ergebnisse sind in der Tab. 1 dargestellt und lassen sich wie folgt zusammenfassen:

- a) Außer bei ^{144}Ce wurden die besten Dekontaminationsresultate in alkalischer Permanganatlösung, die schlechtesten in 2 n HNO_3 erzielt.
- b) In der Regel lassen sich gebeizte Oberflächen besser dekontaminieren als geschweißte.
- c) Durch den Zusatz von Fluorcarbonnetzmitteln wird die Dekontaminierbarkeit überwiegend begünstigt.

Tab. 1: Dekontaminationsfaktoren von autoklavenkontaminierten Edelstahloberflächen (1.4541)

$$DF = \frac{\text{Imp/min vor der Behandlung}}{\text{Imp/min nach der Behandlung}}$$

Nuklid auf gebeizten (b) bzw. geschweißten (s) Ober- flächen	Dekontaminationslösungen mit (+) und ohne (-) Netzmittelzusätze									
	I a		I b		II		III		IV	
	-	+	-	+	-	+	-	+	-	+
¹³⁷ Cs b	220	430	10	22	4	5	4	4	2	4
s	35	380	13	13	2	4	4	4	3	3
⁹⁰ Sr b	380	220	13	26	8	10	7	6	10	14
s	150	100	18	60	5	8	4	5	5	6
¹⁴⁴ Ce b	1,2	12	1,1	2	12	4	13	17	13	17
s	1,2	11	1,1	2	2	2	3	5	6	7
⁶⁰ Co b	31	110	6	8	10	10	8	10	4	14
s	5	74	9	10	5	5	3	4	6	16
⁵⁹ Fe b	45	102	2	3	1,1	1,1	1,1	1,1	1,1	1,1
s	290	270	2	3	1,2	1,2	1,1	1,1	1,1	1,1
⁵¹ Cr b	150	350	26	36	1,5	2,0	1,1	1,4	1,1	1,2
s	110	110	39	48	1,4	1,4	1,1	1,2	1,1	1,3

4416 Verfahren zum Abdichten von Öffnungen
(P. Boldyreff, K.H. Hutz, RB)

Ziel des Vorhabens:

Es sind Verfahren anzugeben, die es gestatten, Öffnungen in den Sicherheits-
hüllen von kerntechnischen Anlagen nach Störfällen zu verschließen. Die
erforderlichen Geräte und Materialien sind im Rahmen der KTH-Ausrüstung bereit-
zustellen.

Als Öffnungen werden betrachtet:

1. Rohrleitungen bis ca. 600 mm \emptyset
2. Risse in Betonwänden und Mauerwerk
3. Kleine Öffnungen ($1 - 2 \text{ m}^2$) in Beton, Mauerwerk und Stahl
4. Große Öffnungen (bis 10 m^2) in Beton, Mauerwerk und Stahl

Die Verfahren müssen unter folgenden Umgebungsbedingungen anwendbar sein:

- a) Druckunterschied an der verschlossenen Öffnung (etwa 10 - 50 mmWS)
- b) Kontamination an der Arbeitsstelle
- c) Hoher Strahlenpegel an der Arbeitsstelle (Dosisleistung niedrig,
mittel, hoch)

Stand der Arbeiten:

Eine erste Übersicht über die Eigenschaften von Polyurethanschaum ergab, daß
eine große Wahrscheinlichkeit besteht, die gestellten Aufgaben mit Hilfe dieses
Kunststoffes zu lösen. Nach Informationsgesprächen mit der Industrie (Bayer
Leverkusen, Lechler-Chemie Stuttgart, Maschinenfabrik Hennecke GmbH, Birling-
hoven) und Vorversuchen mit verschiedenen Polyurethanschaumsystemen wurde je
ein Schaumsystem zur Durchführung von Gieß- und Spritzversuchen ausgewählt.
Zur maschinellen Verarbeitung des Schaums wurde eine Spritz- und Gießmaschine
mit einem Durchsatz von 0,125 bis 1,1 l/min beschafft. Die für die Versuche
verwendeten Schaumsysteme bestehen aus je 3 Komponenten und können etwa
6 Monate gelagert werden.

Um die Eigenschaften der Schäume kennenzulernen, wurden Gieß- und Spritzver-

versuche unter verschiedenen praxisnahen Bedingungen durchgeführt.

Der zum Gießen geeignete Schaum hat nach Mischung der Komponenten eine Startzeit von ca. 20 Sekunden und eine Abbindezeit von ca. 2 Minuten. Der Schaum kann von Hand oder mit der vorhandenen Maschine verarbeitet werden.

Der zum Spritzen geeignete Schaum hat eine Startzeit nach Mischen der Komponenten von ca. 3 Sekunden und eine Abbindezeit von ca. 10 Sekunden. Er kann nur maschinell verarbeitet werden.

Es wurden Versuche durchgeführt, um einseitig offene Rohrleitungen abzudichten. Folgendes Verfahren ist für die Praxis anwendbar:

Ein PVC-Rundbodensack, der im Durchmesser etwa dem Durchmesser der zu schließenden Rohrleitung entspricht, wird mit einer entsprechenden Menge Polyurethangießschaum gefüllt, mit Klebeband verschlossen und in die abzudichtende Rohrleitung hineingesteckt. Durch das Aufblähen des Schaums wird der PVC-Rundbodensack in die Wandung der Rohrleitung gepreßt, wobei durch Faltenbildung noch kleine Öffnungen freibleiben. Zwischen dem PVC-Rundbodensack und der freien Öffnung des Rohres bleibt eine Entfernung, die etwa dem Doppelten des Durchmessers des Rohres entspricht, frei. Die vorläufige Abdichtung gestattet es, das freie Rohrende - soweit notwendig - zu reinigen, die Öffnung etwa zur Hälfte mit Folie und Klebeband abzuschließen und in das halboffene Rohr Polyurethanschaum in entsprechender Menge zum endgültigen Abdichten einzubringen.

Die durchgeführten Versuche ergaben, daß die Haftung Schaum/Rohrwandung sehr gut ist und daß mit dieser Methode voraussichtlich eine dichte Verschließung von Rohren möglich ist. Die Druckfestigkeit der Abdichtung wurde noch nicht geprüft.

Das Gießverfahren eignet sich auch zum Ausgießen von kontaminierten Behältern, um die Kontamination zu fixieren. Z.B. wurden im Rahmen eines KTH-Einsatzes mit Plutonium 238 und Curium 242 kontaminierte Handschuhboxen zwecks Demontage und Transport ausgeschäumt.

Um zu prüfen, wieweit Risse in Mauerwerk und Beton abzudichten sind, wurde mit Hilfe der vorhandenen Spritzmaschine verputztes und unverputztes Mauerwerk mit

Polyurethanschaum überzogen. Die Haftfestigkeit der Schaumschicht auf verputztem Mauerwerk ist so groß, daß beim Ablösen des Schaums die oberste Schicht des Putzes mitentfernt werden muß. Die Haftfestigkeit auf unverputztem Mauerwerk ist sehr stark von der Sauberkeit des Mauerwerks abhängig.

Für das 2. Halbjahr 1972 sind Versuche vorgesehen, um kleinere Öffnungen (1 bis 2 m²) in Beton zu verschließen. Dabei soll die Schaumschicht, die mit Hilfe der Spritzmaschine aufgebracht wird, durch Gewebe, u. U. Stahlnetzeinlagen, verstärkt werden. Die Druckfestigkeit von mit Polyurethanschaum verschlossenen Rohrleitungen soll geprüft werden.

4420 Technik der Räum- und Demontgearbeiten

A. Schwerer funkgesteuerter Schaufellader (L. Bösch, R. Wolf, RB)

Dieses Gerät ist bereits beim KTH vorhanden. Es kann zu fernbedienten Erdbewegungsarbeiten und zum ferngesteuerten Transport von Abschirmmaterial eingesetzt werden. Die bisher eingebaute Funkfernsteuerung zeigte während des mehrjährigen Übungsbetriebs Mängel, wie Störanfälligkeit, fehlende Proportionalsteuerung, Unhandlichkeit der Bedienungsarmaturen, mangelnde Ausbaufähigkeit in Hinblick auf Zusatzgeräte etc.

Im Berichtszeitraum wurde eine neu entwickelte Funkfernsteuerung eingebaut. Mit 30 proportionalen und 16 digitalen Kanälen bei einem Übertragungsfehler $< 1 \%$ ermöglicht sie die proportionale Steuerung der wichtigsten Bewegungen des Laders sowie der vorgesehenen Zusatzgeräte (Schwerlast-Manipulator oder Elektrischer Master-Slave-Manipulator). Der Datentransfer konnte einerseits durch die Verwendung eines prüfbaren Codes und andererseits durch das gewählte PCM/FM-Verfahren (Cos-Mos-Technik) gegen Ausfall bzw. Fremdbeeinflussung mit unkontrollierbaren Folgen gesichert werden. Das handliche Steuerpult mit zwei Mehrfunktionsgriffen und Tastern, vergleichbar den von Kransteueranlagen bekannten, erlaubt, am Gurt getragen, die Funkfernsteuerung des Laders, im Führerhaus eingesetzt, die Steuerung unter Umgehung der Funkstrecke.

Neben der Signalaufbereitung und -übertragung wurden die für einen Proportionalbetrieb erforderlichen Umbauten der Hydraulikanlage einschließlich der entsprechenden elektrischen Stellglieder vorgenommen. Der Lader wird zur Zeit einem gründlichen Test durch das Betriebspersonal unterworfen. Die Anpassungsarbeiten für den Einsatz des Schwerlast-Manipulators SM 5 (mechanische Adaption und Energieversorgung) laufen an.

B. Manipulatorfahrzeug-System "MF2" (L. Bösch, W. Köhler, M. Selig, RB)

Das Manipulator-Fahrzeug "MF2" ist vorwiegend für Räum- und Demontgearbeiten sowie zur Unterstützung anderer ferngesteuerter Geräte und zur Schadenserfassung im Freien oder auch in größeren Räumen vorgesehen.

Das System besteht aus einem mittelgroßen Manipulator-Fahrzeug (Abb. 1), einem Lastwagen zum Straßentransport desselben und einem Leitfahrzeug.

Das ca. 3 t schwere Manipulator-Fahrzeug wird durch batteriegespeiste Elektromotoren angetrieben und nach Fernsehbildern funkgesteuert. Sein Manipulator ist vom Typ SM 5-D (schaltergesteuert, ohne Kraftreflexion, 200 kp Maximalkraft). Es verfügt über eine Stereo-Fernsehkamera für den Arbeitsbereich und eine Mono-Fernsehkamera zur Orientierung. Seine Ausrüstung wird durch eine Stereo-Tonübertragungsanlage, γ -Dosisleistungsmesser, Temperaturfühler u.a.m. vervollständigt. Die Steuerung aller Funktionen erfolgt drahtlos vom Leitfahrzeug aus durch Funk. Die unterbrechungslos mögliche Einsatzdauer beträgt max. 4 h. Die wahlweise Ausrüstbarkeit mit zwei elektrischen Master-Slave-Manipulatoren ist für einen späteren Zeitraum vorgesehen.

Das Leitfahrzeug ist u.a. mit Fernsehmonitoren, Meßgeräte-Anzeigen, Empfangs- und Sendeeinrichtungen sowie einem Reserve-Batteriesatz nebst Ladeeinrichtung für das Manipulatorfahrzeug bestückt.

Die Herstellung des MF2-Systems wurde 1971 in Auftrag gegeben. Im Berichtszeitraum konnten einige größere Komponenten einer ersten Funktionsprüfung unterzogen werden. Insbesondere die Stereo-Fernsehübertragung einschließlich der zugehörigen Bildersender und -empfänger, die Signalaufbereitung und -auswertung für die Funksteuerung und die Telemetrieanlage sowie der Manipulator wurden getestet. Das Fahrgestell des Manipulator-Fahrzeugs und der Sonderaufbau des Leitfahrzeuges befinden sich in der Montage. Ferner stehen das Fahrgestell des Transportfahrzeuges und die Energieversorgung für das Leitfahrzeug zur Endmontage bereit.

C. Leichtes Manipulator-Fahrzeug "MF3" (W. Köhler, M. Selig, RB)

Das Fahrzeug "MF3" ist in erster Linie für Manipulier-Aufgaben in Gebäuden bestimmt, kann aber auch im Gelände eingesetzt werden.

Vorgesehen ist ein ca. 70 cm breites und ca. 400 kg schweres Kettenfahrzeug, das durch Elektromotoren angetrieben, nach Fernsehbildern gesteuert und über Schleppkabel gesteuert und versorgt wird, Abb. 2.

Es besitzt eine variable Fahrwerks-Geometrie - vier um Querachsen gegenüber der Wanne schwenkbare Fahrwerksträger -, wodurch seine Länge und Höhe in weiten Bereichen verändert werden kann. Diese Bauweise ermöglicht den Einsatz in Gebäuden mit beengten Platzverhältnissen, erzielt gute Fahreigenschaften auf Treppen, gestattet das Wenden auf der Stelle, das Erklettern

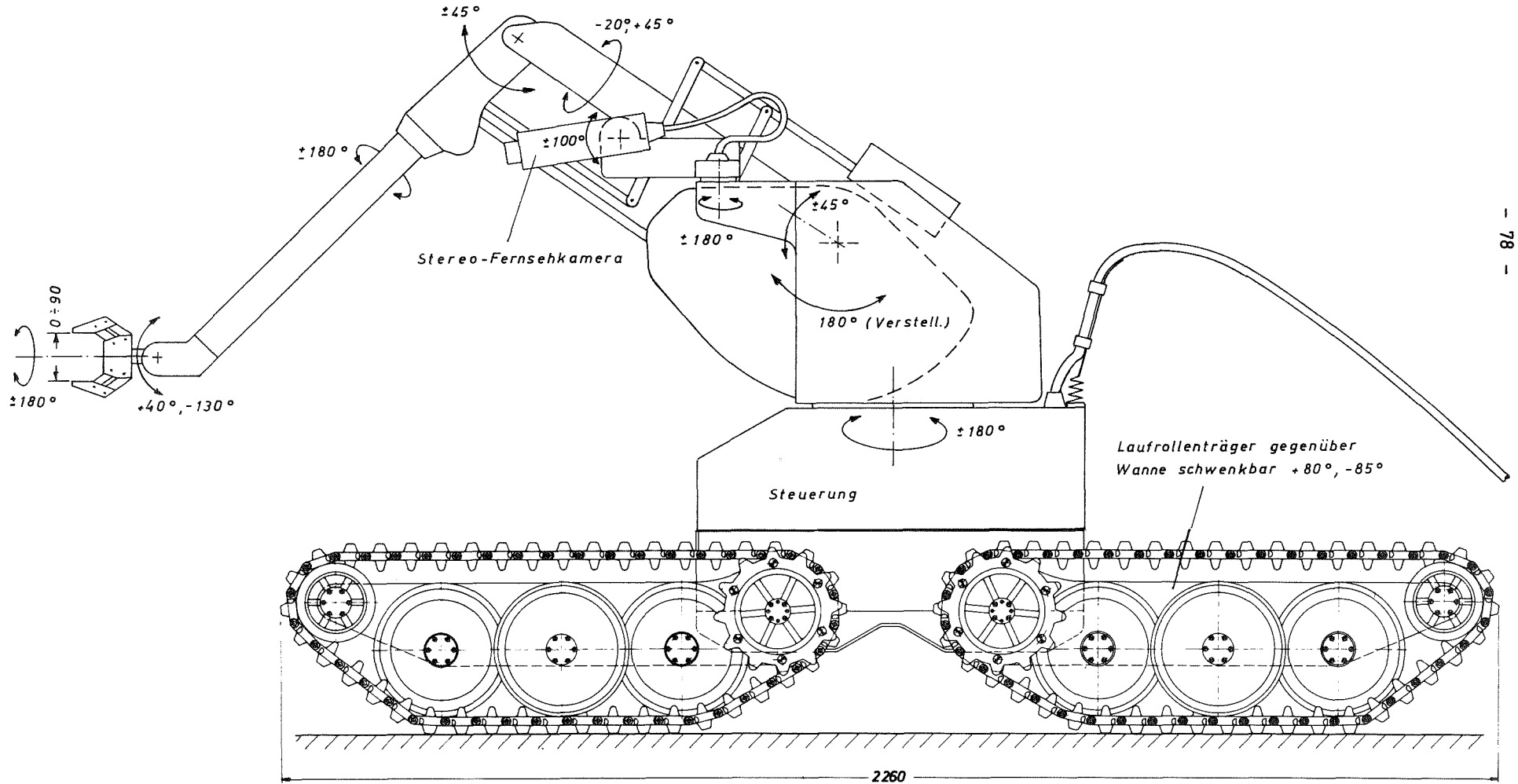
vergleichsweise hoher Stufen u.a.m. Das Fahrgestell kann wahlweise mit verschiedenartigen Ausrüstungen (Manipulatoren, Beobachtungsgeräten, Strahlenmeßgeräten u.a. sowie Lenk- und Versorgungssystemen) versehen werden. Als Hauptarbeitsgerät soll ein elektrischer Master-Slave-Manipulator verwendet werden.

Im Berichtszeitraum wurden die Planung und Konstruktion des Fahrgestells sowie die Ausarbeitung des Leistungsverzeichnisses abgeschlossen. Fertigungs-Angebote für den Fahrgestell-Prototyp wurden gegen Ende des Berichtszeitraumes von verschiedenen ausgewählten Industrieunternehmen angefordert.

Abb.2: Manipulatorfahrzeug MF3-D

mit elektrischem Master-Slave-Manipulator „EMSM II“

M 1:10



4430 Vorsorgliche bauliche und verfahrenstechnische Maßnahmen zur Erleichterung der Schadensbeseitigung
(W.P. Schmidt, RB)

Ziel des Vorhabens

Es sollen Kriterien für vorsorgliche konzeptionelle und verfahrenstechnische Maßnahmen zur Betriebsoptimierung und leichten Störfallbeseitigung in Großkernkraftwerken erstellt werden.

Die Kriterien sollen die Grundlage für Empfehlungen bzw. Leitlinien für die Betreiber und Hersteller von Kernkraftwerken und für spezielle, sich als notwendig erweisende Forschungs- und Entwicklungsarbeiten sein.

Unter Betriebsoptimierung soll hier verstanden sein:

1. Verringerung der Störfallwahrscheinlichkeit und der Reparaturanfälligkeit sowie der Folgeschäden.
2. Verringerung der Aktivität der zu prüfenden, wartenden, reparierenden und ggf. zu beseitigenden Komponenten und deren Umgebung.
3. Verlängerung der Prüf- und Wartungsintervalle.
4. Verkürzung der Reparaturzeiten.
5. Verminderung der Strahlenbelastung des Betriebs-, Reparatur-, Inspektions- und Wartungspersonals.
6. Vereinfachung bzw. Ermöglichung der Endbeseitigung einer Kernkraftanlage kurz nach Stilllegung.

Ergebnisse der ersten Bearbeitungsstufe

Die Aufgabenstellung erfordert eine enge Zusammenarbeit mit den Betreibern und Herstellern von Kernkraftwerken, den Genehmigungs- und Aufsichtsbehörden sowie den Überwachungs- und Gutachterinstituten, wie RSK, IRS und TÜV. Als erster Schritt wurde daher eine Befragungsaktion bei Betreibern

und Herstellern eingeleitet, ohne deren Erfahrungsschatz eine sinnvolle und fruchtbare Bearbeitung der gestellten Aufgabe nicht möglich ist. Ferner wurden erste Absprachen mit Institutionen getroffen, die ähnliche oder tangierende Aufgaben bearbeiten.

Der Erfolg der Befragungsaktion wurde geschmälert durch

- das Fehlen fundierter Störfallanalysen in vielen Fällen,
- die Schwierigkeit, Erfahrung in Worte zu kleiden,
- die Notwendigkeit, die Kernkraftwerke unter Konkurrenzdruck so billig wie möglich zu bauen.

Die Betreiber begrüßten die Erstellung solcher Kriterien, weil

- die Wirtschaftlichkeit von Kernkraftwerken von der Verfügbarkeit nach langjährigem Betrieb abhängt, die bei der dann erhöhten Reparaturanfälligkeit und stärkeren Strahlenbelastung im wesentlichen von den Reparaturzeiten beeinflusst wird,
- die Verfügbarkeit von fachlich geschultem Reparaturpersonals mit ausreichender Dosisreserve, das den Anforderungen für Reparaturarbeiten in Kernkraftwerken genügt, bei expandierender Kernenergieerzeugung zu einem schwerwiegenden Problem werden wird,
- das traditionelle, am konventionellen Kraftwerksbau orientierte Iterationsverfahren der schrittweisen Verbesserung hinsichtlich der andersartigen Randbedingungen bei Kernkraftwerken zu langwierig erscheint.

Die sich bereits abzeichnenden Kriterien fanden in einem internen Bericht ihren Niederschlag. Die Befragungsaktion wird fortgesetzt und soll zu einem Bearbeitungsprogramm führen.

4440 Strahlenschutz und Notfallplanung

4442 Entscheidungskriterien für organisatorische Maßnahmen zum Schutz der Bevölkerung bei schweren Störfällen
(L.A. König, W. Neumann, ASS)

Mit wachsender Zahl, Größe und Ballung der Kernkraftwerke in der BRD erlangen die Fragen einer zweckmäßigen Notfallplanung zum Schutz der Bevölkerung bei Reaktorstörfällen zunehmende Bedeutung.

Die Grundlage für eine solche Notfallplanung muß eine Zusammenstellung darüber sein, welche Gefahren für die Bevölkerung bei einem Unfall in einem Kernkraftwerk bestehen, mit welchen Maßnahmen diese vermieden oder verringert werden können und ferner Kriterien dafür, unter welchen Umständen es sinnvoll ist, die eine oder andere Gegenmaßnahme einzuleiten.

Die Fachkommission "Strahlenschutz und Sicherheit" der deutschen Atomkommission hat sich eingehend mit dieser Fragestellung beschäftigt und Empfehlungen über Dosisrichtwerte für das Einleiten akuter Notfallmaßnahmen verabschiedet. Diese Dosisrichtwerte stützen sich auf den internationalen Stand des Wissens.

Man geht bei den Überlegungen zu Notfallmaßnahmen zum Schutz der Bevölkerung davon aus, daß die Aktivitätsfreisetzung und -ausbreitung durch ortsggebundene Meßstellen und einen Notfall-Strahlenschutzmeßtrupp ermittelt wird.

Um die Vorsorgemaßnahmen noch weiter zu verbessern und das Restrisiko für die Bevölkerung auf das geringst mögliche Minimum zu reduzieren, ist es wünschenswert, möglichst kurzfristig nach dem Auftreten des Störfalles eine Prognose über die Höhe und Verteilung der zu erwartenden Strahlenbelastung durchführen zu können. Dazu wird zunächst ein an die am jeweiligen Standort während des Störfalles herrschende Wetterlage anzupassendes Rechenmodell für die Ausbreitung eventuell austretender nuklearer Schadstoffe benötigt. Solche Ausbreitungsmodelle sind in Ansätzen bereits vorhanden, bedürfen aber einer Weiterentwicklung und insbesondere der experimentellen Verifizierung. Die zweite Voraussetzung für eine zuverlässige Prognose der zu erwartenden Umweltbelastung und für das möglichst frühzeitige Einleiten von Gegenmaßnahmen ist die kurzfristige Bestimmung der Aktivitätsfreisetzung nach einem Störfall.

Grundsätzlich ergeben sich dafür zwei Möglichkeiten:

- Für die in Frage kommenden Störfälle ist die Quellstärke und die Zusammensetzung des austretenden Nuklidgemisches als Funktion des Abbrandes im Reaktorkern zu bestimmen.
- Durch Verknüpfung der Messungen mit den bisher üblicherweise installierten Meßgeräten zur Emissionsüberwachung (Messung der γ -Dosisleistung und α -/ β -Aktivität auf Filtern) mit der Berechnung der Zusammensetzung des austretenden Nuklidgemisches wird die vorhandene Aktivitätsfreisetzung ermittelt.

Die Abteilung Strahlenschutz und Sicherheit hat sich dieser Thematik zugewandt. Als Entscheidungshilfe zur Beurteilung einer Unfallsituation ist ein Rechenprogramm notwendig, mit dessen Hilfe Gegenmaßnahmen zum Schutz der Bevölkerung frühzeitig festgelegt werden können. Von grundlegender Bedeutung ist dabei die Festlegung zulässiger Aktivitätskonzentrationen in Luft, Trinkwasser und Nahrungsmittel. Deshalb wurde hierüber zunächst eine Literaturstudie durchgeführt. Die Auswertung der Empfehlungen verschiedener Kommissionen zeigt, daß die Festsetzung von Dosisgrenzwerten für die Einleitung von Gegenmaßnahmen praktikabel ist.

Die Möglichkeit der Strahlenbelastung der Bevölkerung durch Inkorporation von Radionukliden nach dem Genuß von kontaminierten Nahrungsmitteln und Trinkwasser verlangt ebenfalls Gegenmaßnahmen, die nach Erreichen bestimmter Aktivitätskonzentrationen zu erfolgen haben. Hier werden Empfehlungen für maximal zulässige Aktivitätskonzentrationen, wie sie vom British Medical Research Council (MRC) im Jahre 1965 angegeben wurden, als Grundlage für Entscheidungen angesehen.

4500 SICHERHEITSTECHNISCHE BEURTEILUNG NUKLEARER ANLAGEN

4510 Informationssystem zur Reaktorsicherheit

Überblick

Im Institut für Reaktorentwicklung der GfK werden seit April 1970 Arbeiten zu dem Vorhaben "Informationssystem zur Reaktorsicherheit (RESI)" durchgeführt, die seit 1972 in den Bereich des Projektes Nukleare Sicherheit (PNS 4510) fallen. Ein solches Informationssystem soll insbesondere alle im Zusammenhang mit dem Genehmigungsverfahren anfallenden Informationen verarbeiten helfen, leicht auffindbar machen und allen beteiligten Institutionen eine zügigere und systematischere Abwicklung ermöglichen.

Neben einer Systemstudie über Möglichkeiten und Nutzen eines allgemeinen Informationssystems zur Reaktorsicherheit wird zur Zeit eine erste Systemvariante mit stark reduziertem Umfang (RESI-1) getestet, die seit Mitte Juli 1972 für Demonstrationen zur Verfügung steht.

Daneben laufen Bemühungen, alle am atomrechtlichen Genehmigungsverfahren in irgendeiner Form beteiligten Behörden, Gutachter und Industriefirmen über den Stand der Arbeiten informiert zu halten. Eine erste diesbezügliche Besprechung fand am 30. November 1970 in Karlsruhe statt. Sobald das Prototypsystem RESI-1 über einen ausreichenden Inhalt verfügt, sind weitere Sitzungen mit praktischen Demonstrationen vorgesehen.

Es wurde bei verschiedenen Gelegenheiten darauf hingewiesen, daß diese Arbeiten nur in Abstimmung mit allen am Problembereich Reaktorsicherheit Beteiligten sinnvoll sind. So wird die Systemstudie über ein Informationssystem zur Reaktorsicherheit in Zusammenarbeit mit dem Institut für Reaktorsicherheit (IRS) in Köln erstellt, das an eng verwandten Fragestellungen arbeitet.

Bisheriger zeitlicher Ablauf

- Okt. 1968 Erste Vorarbeiten in Form einer Diplomarbeit (F.M.Jäger) / 17 am Institut für Reaktortechnik der Universität Karlsruhe (TH). Darin wurde speziell eine Schadensklassifikation und eine statistische Auswertung hinsichtlich des FARMER-Modells behandelt.
- bis April 1970 Problemdefinition und sporadischer Informationsaustausch. Einbeziehung von Nachrichten über die Fähigkeiten von EDV-Informationssystemen (GIS, MIS, DPS, ITT 2200, A.R.A.P.DRS, GOLEM).

- bis Nov. 1970 wurde(n)
- die Problemstellung verfeinert,
 - die Identifikation von Informationsarten durchgeführt,
 - die EDV-Möglichkeiten erlernt,
 - Erfahrungen gemacht über das Verhalten von Menschen, die mit Informationssystemen konfrontiert werden (IRE-Informationsbank IFOB /⁻²7),
 - das Betreiberproblem erkannt (, daß es einen Betreiber geben muß).
- Ergebnis: 1. EDV-Konzept und Phasenplan.
25. Nov. 1970 Diskussion des Vorschlages bestehend aus:
EDV-Konzept und Phasenplan mit Vertretern von Industrie, RSK, IRS, TÜV.
- Ergebnis: Zusammenarbeit zwischen IRS, Köln, und IRE, Karlsruhe.
25. Jan. 1971 Erstes Gespräch mit dem IRS. Information über IRS-Tätigkeit:
- Erfassung der Schadensmeldungen
 - Standardisierung der Bauteilbezeichnung
 - TÜVIS (TÜV-Info-System)
 - Terminverfolgung des Genehmigungsverfahrens.
- Frühjahr 1971 Aufnahme des Vorhabens RESI in das F + E-Programm 1972 für das IRE unter Leichtwasserreaktorsicherheit mit einer vorgesehenen Laufzeit bis 1976.
27. Mai 1971 Zweites Gespräch mit dem IRS mit einer Abstimmung des Vorgehens für folgende Arbeiten:
- Fallstudie (Fall Lingen) beim TÜV Hannover
 - Befragungsaktion aller an atomrechtlichen Genehmigungsverfahren beteiligten Institutionen ("Benutzerbefragung").
- Sommer/Herbst 1971 Vorbereitungen zur Studie, dem Prototypsystem-RESI-1 und der mit dem IRS geplanten Falluntersuchung.
- 27./28.1.1972 Falluntersuchung am Genehmigungsfall Lingen in Zusammenarbeit mit dem TÜV Hannover.
- ab Frühjahr 1972 Hilfestellung von ZAED bei speziellen Dokumentationsproblemen sowie Fragen der Stichwortwahl, der Klassifizierung und Indexierung von Dokumenten.
2. Mai 1972 Inbetriebnahme des Prototypsystems RESI-1 (Papierversion). Vorbereitungen zur Version RESI-2 unter Anwendung der EDV (Siemens-System GOLEM).
24. Mai 1972 Beginn der "Benutzerbefragung" mit der Versendung eines ersten Teilfragebogens an ca. 100 Institutionen und Personen.

4510.1 Erstellung einer Systemstudie
(T.Krings, E.G.Schlechtendahl, G.F.Schultheiß, D.Smidt, IRE)

Ziel und Stand der Arbeiten

Das Ziel der "Studie über ein Informationssystem zur Reaktorsicherheit" ist es, nach einer sorgfältigen Analyse des Genehmigungsverfahrens einen Verbesserungsvorschlag zu machen, der wahrscheinlich die Anwendung von EDV-Systemen vorsieht [3]. Ein erstes, rohes Konzept für den Aufbau des Abschlußberichtes wurde erstellt. Es enthält folgende Teile:

- Grundzüge
- Vorschlag für ein Informationssystem zur Reaktorsicherheit
- Technische Probleme
- Aufwand
- Vorschlag für das weitere Vorgehen zur Realisierung.

Unter anderem war es erforderlich, bereits während der Planung genauere Aussagen über die Einzelkomponenten des Systems zu machen. Dabei ergaben sich drei Bereiche:

Aufbereitungsbereich (viele Benutzer- Verbindungen)	- Dokumente: eintreiben, klassifizieren Kurzbeschreibung erstellen, auswer- ten, archivieren u.a.
Bereich der auf einen Genehmigungsfall bezogenen Dateien	- Dokumentendatei - Fragen- und Antwortendatei - Datei der Genehmigungen, Vorschriften und Einschränkungen - Bauteildatei - Terminverfolgung
<u>nicht</u> auf einen Genehmigungsfall bezogener Bereich	- Typenfragendatei - Störfalldatei - Datei der Gesetze, Vorschriften, Normen - Datei für die Grunddaten aller Beteilig- ten an Genehmigungsverfahren

Zur Vervollkommnung der Studie wurde eine spezielle Falluntersuchung am Genehmigungsfall Lingen beim TÜV Hannover durchgeführt. Dies geschah mit besonderer Unterstützung des IRS in Köln. Die Untersuchung lieferte genauere Einzelheiten über Art und Umfang des Informationsflusses im Verlauf von atomrechtlichen Genehmigungsverfahren aus der Sicht eines beteiligten TÜV. Die Ergebnisse stützen den vorab gefaßten Plan, eine genauere Umfrage im

Gesamtbereich aller an atomrechtlichen Genehmigungsverfahren beteiligten Institutionen durchzuführen. Die Ergebnisse dieser "Benutzerbefragung" dienen besonders den Abschnitten "Grundzüge" und "Aufwand" der Studie. Der erste Schritt der Benutzerbefragung wurde Anfang Juni 1972 gemacht. Eine Einführung aller Beteiligten in die Problematik und ein Grobfragebogen wurden versandt.

Die Zusammenarbeit mit dem IRS in Köln im Rahmen der Studie bezieht sich vor allem auf die Systemgebiete "Terminverfolgung" und "Schadenserfassung". Ein erster Bericht über die Arbeiten zur Terminverfolgung im Bereich von atomrechtlichen Genehmigungsverfahren liegt vor [4].

Weiteres Vorgehen

Nach Auswertung des ersten Teils der "Benutzerbefragung" soll eine Detailbefragung u.a. mit persönlichen Interviews erfolgen, um genaueres Material über Benutzergewohnheiten und -wünsche innerhalb des anstehenden Problembereichs zu ermitteln. Ein weiterer Fragensatz befindet sich z.Z. in Vorbereitung. Nach Durchführung dieser Befragung und deren Auswertung (vorgesehen im Herbst 1972 bis Winter 1972/73) soll im Frühjahr 1973 der Bericht über die Studie erstellt werden. Bisher liegt keine nennenswerte Terminverschiebung vor.

Zu dem genannten Zeitpunkt im Frühjahr 1973 sollen auch die Ergebnisse der unter 4510.2 beschriebenen Prototyp-Systemerprobung von RESI-1 ("Papier-Version") wie auch von RESI-2 ("Golem-Version") vorliegen.

4510.2 Erstellung eines Prototypsystems
(W.Eglin, F.W.Katz, T.Krings, R.Mangelsdorf, A.Pee, Z.Prechova,
E.G.Schlechtendahl, K.Schramm, G.F.Schultheiß, D.Smidt, IRE)

Ziel und Stand der Arbeiten

Um praktische Erfahrungen im Umgang mit Informationssystemen im Bereich atomrechtlicher Genehmigungsverfahren sammeln zu können und zur Unterstützung der Arbeiten an der Studie ist ein Prototyp-System erstellt worden. Das System ist im Umfang stark reduziert und soll möglicherweise im Bereich der RSK-Geschäftsstelle einsetzbar sein.

Im wesentlichen soll die Organisation des Systems

- eine einwandfreie Dokumentation
- die Erstellung und Beantwortung von sicherheitstechnisch relevanten Fragen bezüglich einzelner Genehmigungsfälle und
- die Destillation von Reaktortyp-spezifischen Fragen

ermöglichen. Die Komponenten sowie die Art des Zugriffs für die unter der Bezeichnung RESI-1 laufende Papier-Version des Systems sind in Abb. 4510-1 dargestellt. Das System soll mehrere Monate betrieben werden.

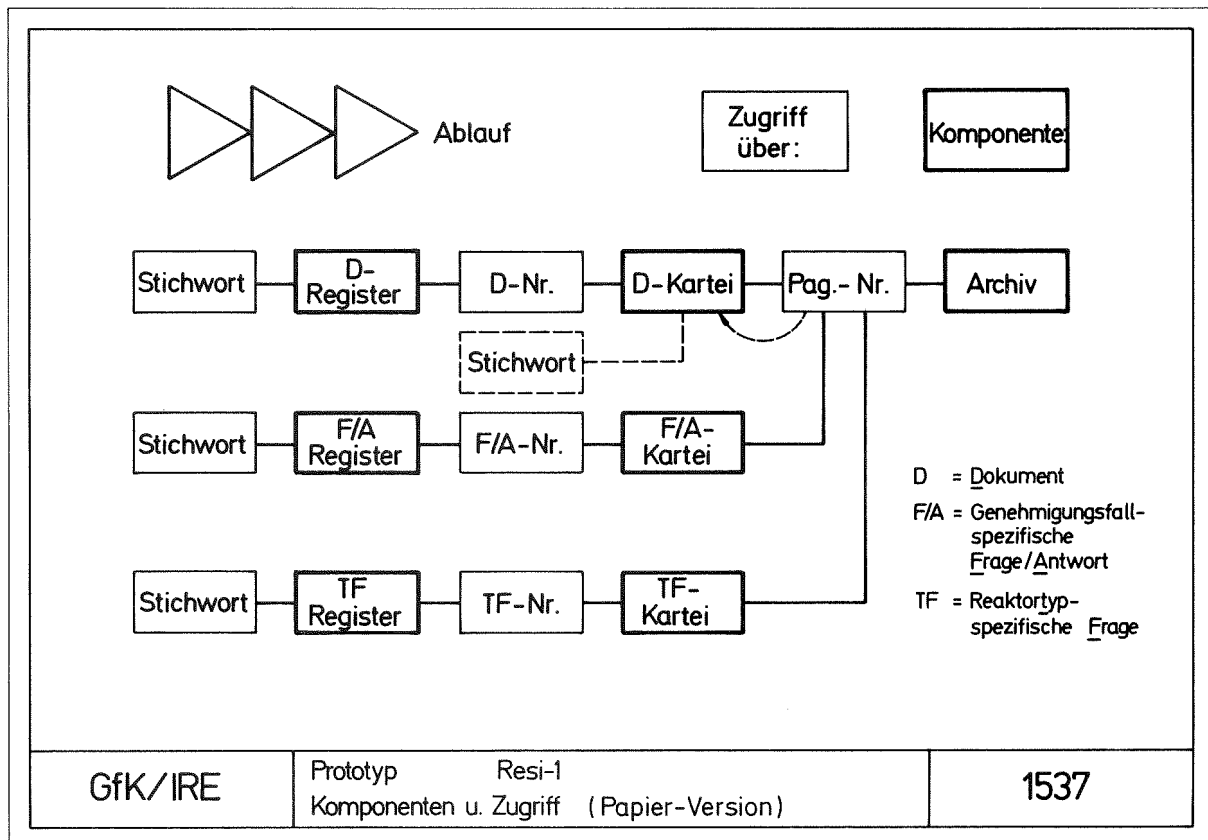


Abb. 4510-1

Bis Ende Juni 1972 wurden ca. 500 Dokumente mit etwa 5000 Seiten Text und Abbildungen in das seit 2.5.1972 betriebene System eingegeben. Es wird die täglich unter dem Stichwort "RSK" anfallende Post sowie Archivmaterial zum Betrieb von RESI-1 verwendet. Fallspezifische Fragen werden zu KWW, KKP1 und KKP2 erstellt. Die typenspezifischen Fragen werden kontinuierlich aus dem gesamten anfallenden Material entnommen. Im Verlaufe des RESI-1-Betriebes werden verschiedene Tests durchgeführt, wie z.B. Arbeitszeitermittlung, Probeindexierung und Funktionsprüfungen.

Versuchsweise soll nach einer halbjährigen Testphase der "Papier-Version" RESI-1 das vorhandene Material unter Verwendung des EDV-Systems GOLEM (Fa. Siemens) verarbeitet werden (RESI-2). Dafür laufen z.Z. Vorarbeiten, d.h. der Ablaufplan und die erforderlichen Formulare werden erstellt.

Weiteres Vorgehen

Ab September 1972 soll das RESI-2 mit GOLEM im Siemens-Rechenzentrum in Köln betrieben werden. Die erforderlichen Komponenten sind in Abb. 4510-2 in ihrem funktionellen Zusammenhang dargestellt.

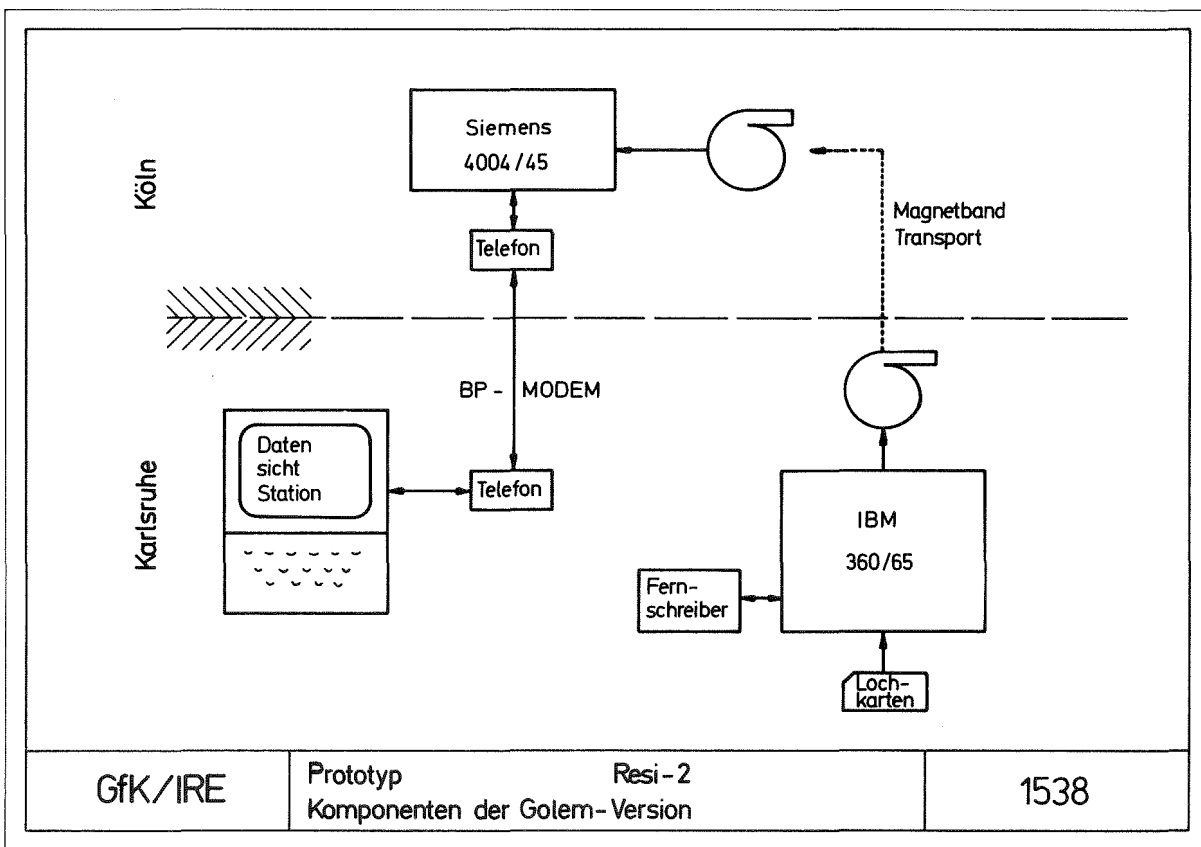


Abb. 4510-2

Von der Anwendung der EDV werden vor allem Vorteile im Bereich der Suchprozesse bei Verwendung mehrerer Stichworte mit logischen Verknüpfungen sowie bei Umkopieren ganzer Dateien erwartet, z.B. aus dem Satz typenspezifischer Fragen in einen Satz von Fragen für einen neu anstehenden Genehmigungsfall. Außerdem lassen sich mit Hilfe von außen aufgeprägter Ordnungskriterien aus

gespeichertem Material u.U. sehr schnell Hilfsmittel in Form von strukturierten Fragekatalogen erstellen, die bei Genehmigungsverfahren von großem Nutzen sein könnten.

Literaturangaben

- [1] Jäger, F.M.: System zur Klassifizierung und Informationsspeicherung von Reaktorzwischenfällen mit Hilfe der EDV, Diplomarbeit, Universität Karlsruhe (TH), 1969
- [2] Kramer, W.; Pee, A.; Prechova, Z.; Schlechtendahl, E.G.: Ein Informationssystem für Forschungsinstitutionen (wird demnächst veröffentlicht)
- [3] Schlechtendahl, E.G.; Schultheiß, G.F.: Informationssystem zur Reaktorsicherheit - Zweck und Möglichkeiten
KFK-Nachrichten 2/71, S. 22
- [4] Drittler, K.: Formale Fragen der Terminverfolgung atomrechtlicher Genehmigungsverfahren mit Netzplantechnik
IRS-Bericht W-3 (April 1972).

4520 Kriterien von Reaktorsicherheitsanalysen
(E. Hörmann, INR)

Es besteht die Tendenz, Kernkraftwerke mit anwachsenden Leistungseinheiten in immer dichter besiedelte Bevölkerungsgebiete zu legen. Dadurch erhält die Frage nach den Sicherheitsvorkehrungen und Sicherheitseinrichtungen besonderes Gewicht.

In einer Studie (INR-Arbeitsbericht 455/72) wurden deshalb anhand der Druckwasserreaktoren Obrigheim, Stade, Biblis und Ludwigshafen-BASF, die Entwicklung der Sicherheitseinrichtungen untersucht und die Entwicklungstendenzen aufgezeigt. Als Unterlagen dienten im wesentlichen die Sicherheitsberichte der betreffenden Reaktoren.

Es werden die Standorte und die Sicherheitseinrichtungen "Reaktorschutzsystem, Containment, Sicherheitseinspeisesystem" verglichen und, soweit möglich, in Tabellen dargestellt. Anschließend werden die Unfallfolgen des größten anzunehmenden Unfalls, GaU, diskutiert.

Kraftwerk	therm. Leistung MWth	Bevölkerungszahl in 10 km Umkreis
Obrigheim	907	55.568
Stade	1.900	54.439
Biblis	3.462	126.669
Ludwigshafen BASF	2 x 2.000	535.203

Veröffentlichungen und Berichte im 1. Halbjahr 1972

H. Schüttelkopf, J. Wilhelm:

Jodfilterprogramm, Beitrag zum Jahresbericht der Abteilung Strahlenschutz und Sicherheit (Herausg. H. Kiefer, W. Koelzer, KFK 1565 (1972))

E. Waibel:

REST - Programme zur Berechnung von Spaltprodukt-Aktivität und -Zerfallsleistung nach variabler Reaktorgeschichte in zwei gekoppelten Systemen unter Berücksichtigung von Spaltproduktaustreibung, KFK 1579, April 1972

E. Waibel:

Berechnung der zeitabhängigen Spaltprodukt-Wärmequellstärken in zwei gekoppelten Systemen unter Berücksichtigung von Spaltproduktentweichen, KFK 1580, April 1972

K.Nester:

Statistische Auswertungen der Windmessungen im Kernforschungszentrum Karlsruhe aus den Jahren 1968/69, KFK 1606, Juni 1972

W. Hübschmann, K. Nester:

Eine Neubewertung der atmosphärischen Diffusion bei Reaktorstörfällen in deterministischer und probabilistischer Sicht, Reaktortagung 1972, Hamburg

L.A. König, M. Winter:

Graphische Auswertung von Experimenten zur Bestimmung der atmosphärischen Ausbreitung mit tritiiertem Wasserdampf als Tracer, KFK 1667 (1972)

M. Winter, L.A. König:

Beitrag zum Jahresbericht der Abteilung Strahlenschutz und Sicherheit (Herausg. H. Kiefer, W. Koelzer, KFK 1565 (1972))

A. Bayer:

Die altersabhängigen Ingestions-Dosisfaktoren g_G und g_G' von Jod-131 KFK 1582 (1972)

A. Bayer:

Die ortsabhängige spezifische Dosis d von J^{131} , KFK 1661 (1972)

W. Kramer, A. Pee, Z. Prechova, E.G. Schlechtendahl:

Ein Informationssystem für Forschungsinstitutionen (wird demnächst veröffentlicht)

L.A. König:

Umweltaspekte von ^{129}J , KFK, 1543, Januar 1972

L.A. König:

Umweltbelastung durch Tritium, KFK 1560, Februar 1972

4 Projekt Nukleare Sicherheit (PNS)

4000 PROJEKT - MANAGEMENT	4100 UMWELTBELASTUNG DURCH KERNKRAFTWERKE UND WIEDERAUFBEREITUNGSANLAGEN	4200 SYSTEMVERHALTEN NUKLEARER ANLAGEN BEI STÖRFÄLLEN	4300 AUSBREITUNGS- UND REAKTIONSVORGÄNGE VON NUKLEAREN SCHADSTOFFEN BEI SCHWEREN STÖRFÄLLEN, DEREN ZEITABHÄNGIGKEIT UND MESSTECHNISCHE ERFASSUNG	4400 ISOLIERUNG UND BESEITIGUNG DER FOLGEN VON STÖRFÄLLEN	4500 SICHERHEITSTECHNISCHE BEURTEILUNG NUKLEARER ANLAGEN
<p>4010 Planung Koordinierung Verfolgung</p> <p>4020 Systemanalyse</p> <p>4030 Beschaffung und Kosten</p> <p>4040 BMBW, TÜV, IRS, Industrie etc.-Verbindungen</p> <p>4050 Dokumentation, Informationsbank, Standards</p>	<p>4110 Abscheidung von Spaltjod durch Jodfilter</p> <p>4111 Entwicklung von Störfall-Deaktivierfiltern (ASS)</p> <p>11.1 Prüfstandsversuche zur Luftreinigung unter simulierten GAU-Bedingungen</p> <p>11.2 Entwicklung geeigneter quantitativer Filter-Prüfverfahren</p> <p>11.3 Bau einer Prototypanlage für Störfall-Deaktivierung</p> <p>11.4 Evtl. Einsatz dieser Filteranlage bei den Sicherheitsbehälterexperimenten in Marviken (Schweden)</p> <p>11.5 Untersuchungen zur Aktivitätsgrenze bei der Adsorption von Radionuklidmaterialien bei GAU-Bedingungen</p> <p>4112 Entwicklung von Abluftfilteranlagen zur Wiederaufbereitungsanlagen (ASS)</p> <p>12.1 Quantitative und qualitative Untersuchung von Spaltjodisotopen und inaktiven Filter-schadstoffen in der Abluft</p> <p>12.2 Standeiltuntersuchungen an verschiedenen Adsorptionsmaterialien und Filtermaten in den WAF-Abgasen</p> <p>12.3 Prüfung ganzer Filteranordnungen und Festlegung der anzuwendenden Verfahren</p> <p>12.4 Bau einer Prototypanlage für Abluftfiltration in Wiederaufbereitungsanlagen</p> <p>4113 Entwicklung von Jodfiltern für THTR und SNR (ASS)</p> <p>4114 Bestimmung von Jodverbindungen in den Abgasen von LWR (ASS)</p> <p>4115 Oberflächenanalyse Filtermaterialien (IHCH)</p> <p>4120 Freisetzung, Transport und Ablagerung von Spaltprodukten in Reaktorlebenszyklen und deren Reinigung</p> <p>4121 Out-of-pile-Untersuchungen im RD-Dampf-kreislauf (IRB)</p> <p>21.1 Ablagerungs-, Löslichkeits- und Dekontaminationsversuche in der Wasserphase</p> <p>21.2 Ablagerungs-, Löslichkeits- und Dekontaminationsversuche in der Satteldampfphase</p> <p>4122 Untersuchung der Kontaminationsverhältnisse in der Wasserschleife des DK-Kreislaufes in FR2</p> <p>4123 Auswertung der Kontaminations-/Dekontaminationsexperimente in KW Öberrhein</p>	<p>4210 Dynamische Beanspruchung von Komponenten und Systemen</p> <p>4211 Dynamische Beanspruchung von Druckbehälterkomponenten durch Schwingungen</p> <p>4212 Dynamische Beanspruchung von Druckbehältern bei Druckabbauphänomenen</p> <p>12.1 Beteiligung an Großversuch Marviken/Schweden (IRB)</p> <p>12.2 Auswertung der Abblaskexperimente im KW Müggelsee (IRB)</p> <p>4213 Verhalten und Beanspruchung sicherheitstechnischer Einheiten bei Erdbeben und Druckwellen (IRB)</p> <p>4214 Beteiligung an den großtechnischen Druckbehälter-Versuchen, die I.A. des BMBW von den Großkraftwerken Mannheim durchgeführt werden sollen. (IRB)</p> <p>4220 Zweiphasendynamik</p> <p>4221 Modelltheorie und Rechenprogramm zur Druck- und Expansionswellenausbreitung in Brennelementen beim Primärkreisbruch (IRB)</p> <p>4222 Stöbrobservergebnisse zur Druckwellenausbreitung in Zweiphasen-Gemischen (IRB)</p> <p>4230 Notkühlung und Coreschmelzen</p> <p>4231 Untersuchungen zur Verformung von LWR-Brennstäben während und nach der Blow-down-Phase und ihre Auswirkung auf die Notkühlung</p> <p>31.1 Literaturstudie, insbesondere Auswertung der USAEC-Dokumente (IRB)</p> <p>31.2 Out-of-pile-Versuche mit elektrisch beheizten Stabbindeln (IRB)</p> <p>31.3 In-pile-Versuche an einem Einzelstab im DK-Kreislauf des FR2 (IRB)</p> <p>31.4 Untersuchung der Wirksamkeit eines Druckausgleichssystems (IRB)</p> <p>31.5 Untersuchung der metallurgischen Probleme (Metall-Wasser-Dampf-Reaktion) von LWR-Brennstäben bei hohen Temperaturen (Blow-down-Bedingungen) im Helddampf-Korrosionskreislauf des IRB/IMF (IRB)</p> <p>4232 Experimentelle Untersuchung des zeitabhängigen Abschmelzverhaltens von LWR-Brennstäben bei Störfällen. (IASR)</p> <p>32.1 Auswertung der bisherigen USA-Untersuchungen zum Coreschmelzen (IASR)</p> <p>32.2 Experimentelle Untersuchung zur Phänomenologie des Abschmelzvorgangs bei Einzelstäben und kleinen Bündeln (out-of-pile) (IASR)</p>	<p>4310 Untersuchung der zeitabhängigen Ausbreitungs- und Reaktionsvorgänge von Spaltprodukten und Aerosolen in der Atmosphäre und Hydrosphäre nach schweren Störfällen</p> <p>4311 Untersuchungen zur Wechselwirkung von Spaltprodukten und Aerosolen in LWR-Containments nach schweren Störfällen</p> <p>11.1 Wertende Zusammenfassung der Ergebnisse der entsprechenden USAEC-Programme</p> <p>11.2 Experimentelle Untersuchung der Aerosolprozesse in der Luft- und Wasserdampf-atmosphäre in LWR-Containments nach schweren Störfällen als Funktion von Druck und Temperatur</p> <p>11.3 Entwicklung von Modelltheorie und Rechenprogrammen zur Beschreibung und Vorhersage der Aktivitätsfreisetzung und -ausbreitung innerhalb nuklearer Anlagen</p> <p>4312 Theoretische und experimentelle Untersuchungen zur Ausbreitung radioaktiver Gase in der Umgebung nuklearer Anlagen (ASS)</p> <p>12.1 Bestimmung der Konzentrationsfelder im Lee einer radioaktiven Quelle (KW nach GAU). Insbesondere Ermittlung der vertikalen Windfluktuation in Abhängigkeit von vertikalen Temperaturgradienten</p> <p>12.2 Experimentelle Untersuchungen des Ausbreitungsverhaltens von Gasen und Aerosolen in der Atmosphäre mit Hilfe von radioaktiven und chemischen Tracern. Insbesondere Untersuchung des Emissionshöheinflusses auf das Ausbreitungsverhalten</p> <p>12.3 Überprüfung und gegebenenfalls Verbesserung bestehender Modelltheorien zum Ausbreitungsverhalten von gasförmigen nuklearen Schadstoffen nach schweren Störfällen, insbesondere im Hinblick auf Standortfragen von nuklearen Anlagen</p> <p>4313 TETRON-Experimente zur Verfolgung von Abgasfahnen über weite Entfernungen (ASS)</p> <p>4314 Untersuchung der Austauschvorgänge von nuklearen Schadstoffen, vor allem Spaltjod, an den Grenzflächen Luft/Wasser, Luft/Boden, Luft/Grünflächen. (ASS)</p> <p>4315 Betrachtungen über Freisetzungsvorgänge und altersabhängige Disfaktoren (INR)</p> <p>4320 Entwicklung von medizintechnischen Verfahren zur Schadstoffüberwachung</p> <p>4321 Meßverfahren in hohen Strahlungsfeldern (ASS, IRCH)</p> <p>21.1 Bestimmung von Oberflächenkontamination</p> <p>21.2 Dosisleistungsmessung</p> <p>21.3 Nuklidanalyse (IRCH)</p> <p>4322 Konzipierung und Entwicklung automatischer Meßverfahren sowie der dazugehörigen Datenerfassung- und Auswertungssysteme zur Überwachung der Umgebung nuklearer Anlagen (ASS)</p> <p>4323 Plutonium-Spurenbestimmung in Staub- und Erdproben (IHCH)</p>	<p>4410 Isolierung und Beseitigung von Kontaminationen</p> <p>4411 Entwicklung von Dekontaminationsverfahren (ABB)</p> <p>11.1 Fixierung, Isolierung und Beseitigung von Kontaminationen in Gebäuden und Anlagen sowie in Gelände (Pflanzenschnitt, Boden, Grundwasser)</p> <p>11.2 Weiterentwicklung und Anpassung von Dekontaminationsverfahren sowie Entwicklung von Dekontaminationsmethoden in Fernbehandlung</p> <p>11.3 Dekontaminationsverfahren für radioaktive Flüssigkeiten am Unfallort (Vorkonzentrierung, Zwischenlagerung, Endkonzentrierung, Verfestigung, Verpackung, Abtransport)</p> <p>11.4 Vor-Ort-Behandlung abgasförmiger Schadstoffe (Edelgasabscheidung)</p> <p>11.5 Behandlung, Verfestigung, Verpackung und Transport von dekontaminierbaren Festabfällen (aktivierte Abfallmaterialien, kontaminierter Boden etc.)</p> <p>4412 Wertende Zusammenfassung der Ergebnisse des USAEC-Programms, insbesondere im Hinblick auf Korrosion</p> <p>4413 Untersuchung der Wirksamkeit einer externen Berichterstattung des Containments nach einem schweren Störfall</p> <p>4414 Dekontaminationswirkung von Druckabbausystemen (ABB)</p> <p>14.1 Theoretische Untersuchungen der Drucktemperatur- und Strömungsverhältnisse beim Abblasvorgang (in Wechselwirkung mit den blow-down-Experimenten bei Battelle und in Marviken)</p> <p>14.2 Abschätzung der gleichzeitig mit dem Dampf beim blow-down freigesetzten und vom Druckunterdrückungssystem zurückgehaltenen Spaltproduktmenge</p> <p>4415 Entwicklung einer transportablen Abgasreinigungsanlage zum raschen Absaugen und Ausfiltern großer Mengen Spaltjod, nukl. Aerosole und evtl. Xenon aus der Containment-Atmosphäre nach einem schweren Störfall (ABB, ASS, RB)</p> <p>15.1 Untersuchung der notwendigen Containment-Modifikationen</p> <p>4416 Verfahren zum Abdichten von Öffnungen (auch in Containments) nach Störfällen</p> <p>16.1 Experimentelle Untersuchungen bei inaktiven Bedingungen</p> <p>16.2 Experimentelle Untersuchungen durch Personal in Vollschutzanzügen bzw. in Fernbedienungstechnik</p> <p>31.5 Maßnahmen zur Vermeidung von Verengungen bzw. Erstickungsgefahr bei der Montage von Bauteilen</p> <p>31.6 Entwicklung von Verfahren zur Vermeidung von Verengungen bzw. Erstickungsgefahr bei der Montage von Bauteilen</p> <p>31.7 Entwicklung von Verfahren zur Vermeidung von Verengungen bzw. Erstickungsgefahr bei der Montage von Bauteilen</p> <p>31.8 Entwicklung von Verfahren zur Vermeidung von Verengungen bzw. Erstickungsgefahr bei der Montage von Bauteilen</p> <p>31.9 Entwicklung von Verfahren zur Vermeidung von Verengungen bzw. Erstickungsgefahr bei der Montage von Bauteilen</p> <p>31.10 Entwicklung von Verfahren zur Vermeidung von Verengungen bzw. Erstickungsgefahr bei der Montage von Bauteilen</p> <p>31.11 Entwicklung von Verfahren zur Vermeidung von Verengungen bzw. Erstickungsgefahr bei der Montage von Bauteilen</p> <p>31.12 Entwicklung von Verfahren zur Vermeidung von Verengungen bzw. Erstickungsgefahr bei der Montage von Bauteilen</p> <p>31.13 Entwicklung von Verfahren zur Vermeidung von Verengungen bzw. Erstickungsgefahr bei der Montage von Bauteilen</p> <p>31.14 Entwicklung von Verfahren zur Vermeidung von Verengungen bzw. Erstickungsgefahr bei der Montage von Bauteilen</p> <p>31.15 Entwicklung von Verfahren zur Vermeidung von Verengungen bzw. Erstickungsgefahr bei der Montage von Bauteilen</p>	<p>4510 Informationssystem zur Reaktorsicherheit (IRB)</p> <p>10.1 Erstellung, Auswertung und Beurteilung einer Systemstudie</p> <p>10.2 Erarbeitung des Prototypensystems (1. Vorstufe: RESI-1)</p> <p>4520 Kriterien von Reaktorsicherheitsanalysen (INR)</p> <p>4440 Strahlenschutz und Organisationsfragen (ASS, ADB, RB, Med)</p> <p>4441 Systemanalyse</p> <p>4442 Entscheidungskriterien für organisatorische Maßnahmen zum Schutz der Bevölkerung bei schweren Störfällen</p> <p>42.1 Festlegung zentraler Aktivitätskonzentrationen in Luft, Trinkwasser und Nahrungsmitteln</p> <p>42.2 Überwachung der Nahrungsmittelkette</p> <p>4443 Plangänge für Grobeinsätze des THTR in Zusammenwirken mit Bundes- und Landesbehörden</p> <p>45.1 Bereitstellung einer Dokumentation der Ausübung aller in Betracht kommenden technischen Hilfsdienste</p> <p>45.2 Bereitstellung von Organisationsunterlagen für Einsätze im Ernstfall</p> <p>4444 Strahlenschutzüberwachung des Einsatzpersonals und der Bevölkerung</p> <p>4445 Medizinische Versorgung verletzter und strahlengeschädigter Personen</p> <p>45.3 Erste Hilfe und Transport</p> <p>45.4 Regionale Planung zur örtlichen Versorgung von strahlengeschädigten Personen, insbesondere ihre Unterbringung in geeigneten Kliniken.</p>