

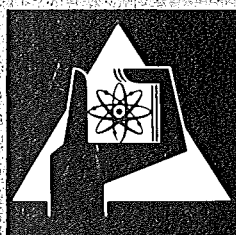
**KERNFORSCHUNGSZENTRUM
KARLSRUHE**

Mai 1973

KFK 1787

Projekt Nukleare Sicherheit

2. 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

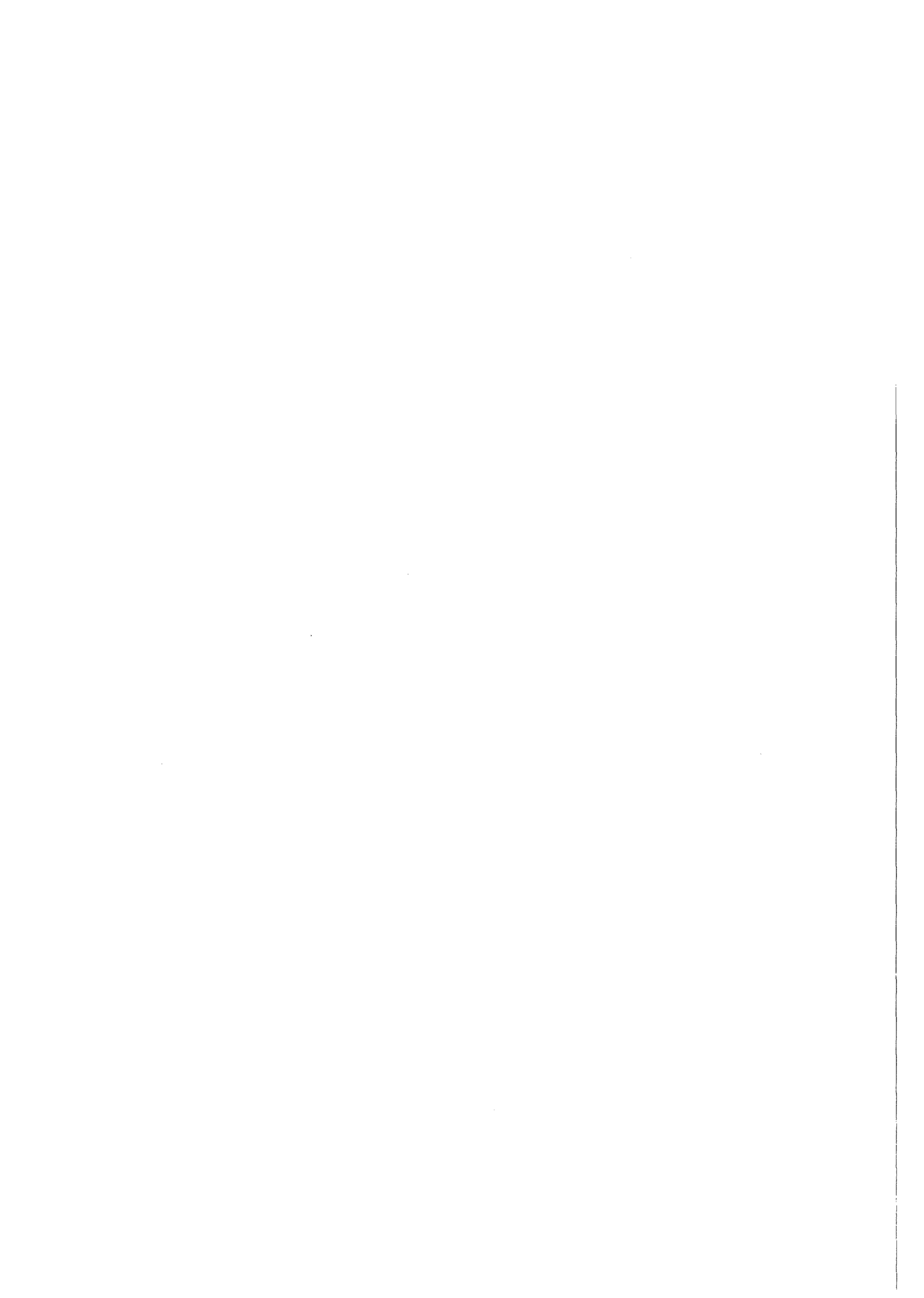
KERNFORSCHUNGSZENTRUM KARLSRUHE

KFK 1787

PROJEKT NUKLEARE SICHERHEIT

2. HALBJAHRESBERICHT 1972

Gesellschaft für Kernforschung m.b.H., Karlsruhe



Der vorliegende 2. Halbjahresbericht 1972 beschreibt Arbeiten am Projekt Nukleare Sicherheit, die von Instituten und Abteilungen der GfK durchgeführt wurden.

Der Bericht wurde von der Projektleitung zusammengestellt.



Zusammenfassung

Der vorliegende Bericht beschreibt die Tätigkeiten des Projekts Nukleare Sicherheit im 2. Halbjahr 1972. Daraus sind hervorzuheben:

- Die Entwicklung von Jodfiltern für den Einsatz als Störfall-Umluftfilter in Reaktoren und als Abluftfilter in Wiederaufarbeitungsanlagen.
- Untersuchungen zur Freisetzung, Transport und Ablagerung von radioaktiven Verunreinigungen in Reaktorkreisläufen und deren Reinigung.
- Eine umfassende Untersuchung der Tritiumkontamination im Niederschlag, Oberflächen- sowie Grund- und Trinkwasser aus dem Gebiet zwischen Mannheim und Kehl.
- Der Beginn zweier Vorprojekte zur Entwicklung einer Abscheideanlage für Krypton-85 aus der Abluft kerntechnischer Anlagen.
- Die Einleitung einer Studie zur Abschätzung der langfristigen radioökologischen Umgebungsbelastung durch eine Anhäufung von nuklearen Anlagen in einem ausgewählten Gebiet Europas.
- Experimentelle Untersuchung der dynamischen Beanspruchungen von SWR-Druckabbausystemen im Rahmen der Sicherheitsexperimente im Kernkraftwerk Markviken, Schweden.
- Ein Memorandum zur Situation der Kernnotkühlung von LWR sowie Untersuchungen zum Brennstabversagen und zur Auswirkung des Brennstabversagens auf die Wirksamkeit der Kernnotkühlung.
- Die Erarbeitung eines Versuchsprogramms zu aktuellen Problemen des Core-schmelzens.
- Der Abschluß einer Studie über den derzeitigen Stand der Kenntnisse der Mechanismen, die bei der Reinigung einer radiotoxischen Nachunfallatmosphäre in LWR-Containments wirksam werden.
- Theoretische und experimentelle Untersuchungen zur Ausbreitung radioaktiver Gase in der Umgebung von kerntechnischen Anlagen.
- Die Erarbeitung von Entscheidungskriterien für organisatorische Maßnahmen zum Schutz der Bevölkerung bei schweren Störfällen.
- Die Fertigstellung eines Prototyps eines Informationssystems zur Reaktorsicherheit (RESI) zum Nachweis der Durchführbarkeit des Konzeptes.

Summary

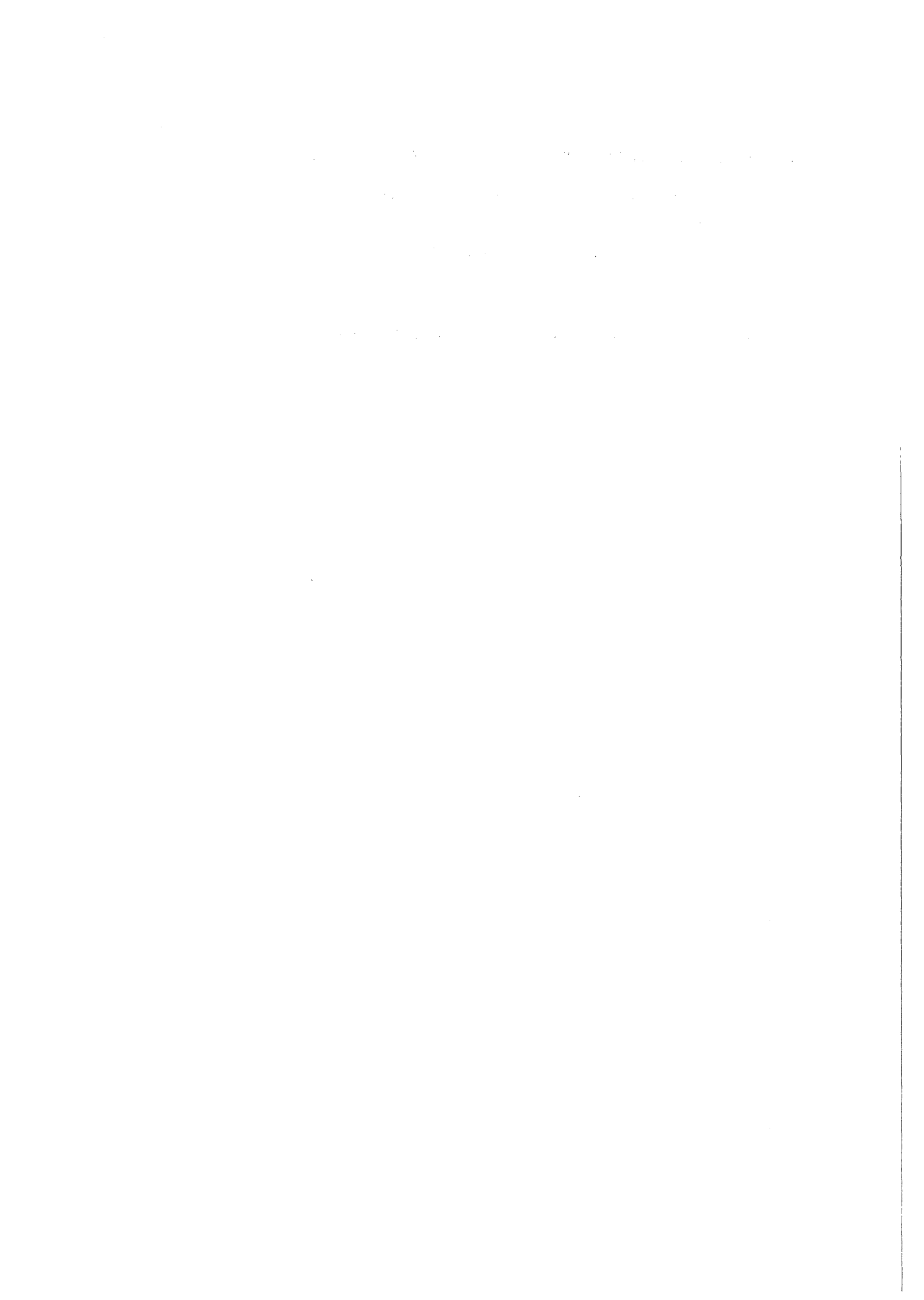
This report describes the progress achieved in the activities of the Nuclear Safety Project in the second half of 1972. The following topics will be underlined:

- The development of Iodine filters for use in recirculating post accident filter systems in reactors and in off-gas cleaning systems of reprocessing plants.
- Investigations of the release, transport and deposition of radioactive contaminations in primary reactor circuits and their decontamination.
- Extensive measurements of the Tritium contamination in the rain, surface, underground and drinking water in the region between Mannheim and Kehl.
- Initiation of project studies for the development of a Krypton-85 removal system.
- Investigations for assessing the long-term radiological impact of nuclear facilities by accumulation of nuclear facilities in defined regions.
- Measurements of the dynamic stresses of BWR pressure suppression systems as part of the safety experiments in the reactor Marviken, Sweden.
- A state of the art study of the ECCS situation of LWR's in the USA as well as investigations of the fuel rod failure mechanisms and its consequences upon the effectiveness of the ECCS.
- Establishment of a research program covering topics of the core melt-down accident.
- Completion of a state of the art study analysing the mechanisms involved in cleaning the post accident atmosphere within the LWR containment.
- Theoretical and experimental investigations of the time dependent atmospheric transport mechanisms of radioactive pollutants in the environment of nuclear facilities.
- Elaboration of criteria to provide measures for the protection of the population in the hypothetical case of severe accidents.
- Implementation of a prototype for the Reactor Safety Information System (RESI) in order to demonstrate the feasibility of the system concept.

41 UMWELTBELASTUNG DURCH KERNKRAFTWERKE UND WIEDERAUFARBEITUNGSANLAGEN	1
4110 Entwicklung von Filter- und Abgassystemen	1
4111 Störfall-Umluftfilter zur Abscheidung von Spaltprodukten aus der Sicherheitsbehälter-Atmosphäre	1
4112 Entwicklung von Abluftfiltern für Wiederaufarbeitungsanlagen	2
4113/14 Abluftfilterung an Reaktoren, Identifizierung von Jodverbindungen in Reaktorabgasen	5
4120 Freisetzung, Transport und Ablagerung von radioaktiven Verunreinigungen in Reaktorkreisläufen und deren Reinigung	11
4130 Messung der Tritiumkontamination der Umwelt	15
4140 Krypton- und Xenon-Entfernung aus der Abluft kerntechnischer Anlagen	20
4170 Langfristige radioökologische Umgebungsbelastung durch eine Anhäufung von nuklearen Anlagen	23
42 SYSTEMVERHALTEN NUKLEARER ANLAGEN BEI STÖRFÄLLEN	27
4210 Dynamische Beanspruchung von Komponenten und Systemen	27
4211 Dynamische Beanspruchung von LWR-Druckabbausystemen	27
4220 Zweiphasendynamik	38
4230 Notkühlung von LWR	40
4231 Theoretische Untersuchungen zum Brennstabversagen beim Kühlmittelverlustunfall	43
4235 Untersuchungen zum Materialverhalten beim Kühlmittelverlustunfall	44
4236 Untersuchung zum Brennstabversagen in der Blowdown-Phase eines Kühlmittelverlustunfalles	48
4237 Untersuchungen zum Brennstabversagen in der 2. Aufheizphase eines Kühlmittelverlustunfalles In-pile-Versuche mit Einzelstäben im DK-Loop des FR2	51

4238/39 Theoretische und experimentelle Untersuchungen zur Auswirkung von Kühlkanalblockagen auf die Notkühlung	54
4240 Coreschmelzen	58
4243 Versuche zur Erfassung und Begrenzung der Freisetzung von Spalt- und Aktivierungsprodukten beim Kernschmelzen	58
43 AUSBREITUNGS- UND REAKTIONSVORGÄNGE VON NUKLEAREN SCHADSTOFFEN BEI SCHWEREN STÖRFÄLLEN	66
4310 Untersuchung der zeitabhängigen Ausbreitungs- und Reaktionsvorgänge von Spaltprodukten und Aerosolen bei schweren Störfällen	66
4311 Nukleare Schadstoffe in der Nachunfall-Atmosphäre eines LWR-Containments	66
4312 Theoretische und experimentelle Untersuchungen zur Ausbreitung radioaktiver Abgase	70
44 ISOLIERUNG UND BESEITIGUNG DER FOLGEN VON STÖRFÄLLEN	79
4410 Isolierung und Beseitigung von Kontaminationen	79
4411 Entwicklung von Dekontaminationsverfahren	79
4416 Verfahren zum Abdichten von Öffnungen	83
4420 Technik der Räum- und Demontearbeiten	84
4422 Ferngesteuerte Arbeitsgeräte	84
4430 Vorsorgliche bauliche und verfahrenstechnische Maßnahmen zur Erleichterung der Schadensbeseitigung	85
4440 Strahlenschutz und Notfallplanung	87
4442 Entscheidungskriterien für organisatorische Maßnahmen zum Schutz der Bevölkerung bei schweren Störfällen	87
4443 Großeinsätze des KTH im Zusammenwirken mit Bundes- und Landesbehörden	87
4445 Medizinische Versorgung und Unterbringung verletzter, kontaminierter und strahlengeschädigter Personen	89

	<u>Seite</u>
45 SICHERHEITSTECHNISCHE BEURTEILUNG NUKLEARER ANLAGEN	91
4510 Informationssystem zur Reaktorsicherheit	91
4511 Erstellung einer Systemstudie	92
4512 Erstellung eines Prototypsystems	93
 Veröffentlichungen und Berichte im 2. Halbjahr 1972	 96



4100 UMWELTBELASTUNG DURCH KERNKRAFTWERKE UND WIEDERAUFARBEITUNGSANLAGEN

4110 Entwicklung von Filtern und Abgassystemen

(H.G. Dillmann, J. Furrer, K. Gerlach, J.G. Wilhelm, ASS)

4111 Störfall-Umluftfilter zur Abscheidung von Spaltprodukten aus der Sicherheitsbehälter-Atmosphäre

Zur schnellen Abscheidung von Spaltjod und radioaktiven Schwebstoffen aus der Atmosphäre von Reaktorsicherheitsbehältern können Störfall-Umluftfilter eingesetzt werden. Diese Filter sollten sowohl nach kleinen Betriebszwischenfällen mit relativ geringer Aktivitätsfreisetzung als auch nach großen Störfällen betrieben werden können. Im letzteren Fall werden an die Filter ungewöhnlich hohe Anforderungen in bezug auf die mechanische und thermische Belastbarkeit gestellt. Außerdem unterliegen alle Komponenten der Umluft-Filteranlage einer hohen Strahlenbelastung, da Dosisleistungen von ca. 10^7 rad/h erwartet werden können.

1. Filteranlage für wassergekühlte Reaktoren

Eine Prototyp-Filteranlage, die zusätzlich zu den oben genannten Belastungen bei starkem Kondensatanfall und hohen Luftfeuchten arbeiten soll, wurde nach Spezifikationen der Abteilung Strahlenschutz und Sicherheit von einer Filterfirma gebaut. Die Untersuchungen an dieser Anlage konnten wegen der verzögerten Fertigstellung des technischen Filterprüfstandes noch nicht aufgenommen werden.

2. Filteranlage für gasgekühlte Reaktoren

Für den gasgekühlten Hochtemperaturreaktor (HTR) ist ein Störfall-Umluftfilter vorgesehen, das nach einem Kühlmittelverlust-Unfall das freigesetzte Spaltjod aus der Sicherheitsbehälter-Atmosphäre schnell abscheiden soll.

Störfallbetrachtungen zeigen, daß dieses Filter bei einer Anfangstemperatur von ca. $300\text{ }^{\circ}\text{C}$ arbeiten müßte und im gesamten Temperaturbereich zwischen $300\text{ }^{\circ}\text{C}$ und $30\text{ }^{\circ}\text{C}$ (Abkühlung des Gases im Sicherheitsbehälter) einen Abscheidungsgrad $\geq 90\%$ erbringen muß. Die relative Luftfeuchte liegt bei allen Betriebsbedingungen unterhalb von 70% , der Druck des Gemisches wird unmittel-

bar nach der Freisetzung des Kühlmittels 3 - 4 ata betragen und mit der Abkühlung des Gases sinken. Die genannten Bedingungen können wegen der bereits bei 150 °C relativ starken Desorption von Jod mit imprägnierter Aktivkohle nicht mehr beherrscht werden (siehe KFK 1365, S. 123 - 125). Die Eignung des anorganischen Jodadsorbermaterials AC-6120, unter den angegebenen Bedingungen, wird untersucht.

Versuche mit trockener und feuchter Luft zeigten, daß bei Einsatz dieses Adsorbermaterials bei normaler Raumtemperatur und einer Auslegung des Störfall-Umluftfilters auf 0,3 s Verweilzeit ein Abscheidegrad von > 99,9% zu erwarten ist. Selbst nach einem vorhergehenden kontinuierlichen Betrieb des Filters für eine Gesamtzeit von 100 - 200 Tagen dürfte ein Abscheidegrad von 90 % nicht unterschritten werden.

Bei einem ersten Abscheidungsversuch unter hohen Temperaturen wurde AC-6120 über eine Zeitdauer von 16 Stunden mit Luft von 300 °C und 3 ata durchströmt (Alterungsphase), dann wurde das Material über eine Gesamtzeit von 6 Stunden mit radioaktiv markiertem Methyljodid beladen und anschließend der heiße Luftstrom für weitere 99 Stunden aufrechterhalten (Desorptionsphase). Es ergaben sich folgende Abscheidegrade:

Bett-Tiefe (cm)	2,5	5,0	7,5
Verweilzeit (s)	0,1	0,2	0,3
Abscheidegrad (%)	97,7	99,994	99,998

Aufgrund dieser sehr günstigen ersten Werte wird 1973 die Jodabscheidung aus He-Luftgemischen bei hohen Temperaturen untersucht.

4112 Entwicklung von Abluftfiltern für Wiederaufarbeitungsanlagen

Zukünftige Wiederaufarbeitungsanlagen werden z. Zt. für einen Brennstoff-Durchsatz von 1500 t/a konzipiert. Derartige Anlagen können den Brennstoff für eine installierte Kernkraftwerksleistung von $45 \cdot 10^3 \text{ MW}_{el}$ aufarbeiten. Nimmt man an, daß dieser Brennstoff aus Leichtwasserreaktoren stammt, nach jeweils 2 Jahren Leistungsbetrieb entladen und nach einer Kühlzeit von 160 Tagen aufgearbeitet wird, ist mit einem Anfall von ca. $1,6 \cdot 10^3 \text{ Ci } ^{131}\text{J}$

pro Jahr zu rechnen. Setzt man eine zulässige Emission von $0,1 \text{ mCi } ^{131}\text{J}$ pro Stunde voraus, also $0,88 \text{ Ci/a}$, muß ein Gesamtdedkontaminationsfaktor von 1800 für die Jodabscheidung in der oben genannten Wiederaufarbeitungsanlage mit Sicherheit erreicht werden. Dies entspricht einem Abscheidegrad von 99,95 %.

Im Verlaufe eines Betriebsjahres fallen außerdem ca. $280 \text{ kg } ^{129}\text{J}$ mit einer Gesamtaktivität von $45,5 \text{ Ci}$ an. Da ^{129}J im Gegensatz zu ^{131}J wegen der langen Halbwertszeit von $1,7 \cdot 10^7 \text{ a}$ auch über eine längere Lagerzeit im flüssigen Abfall nicht abklingt, scheint es zweckmäßig zu sein, das Jod von vornherein an feste Adsorbiermaterialien, die endlagerungsfähig sind, zu binden. Jod sollte möglichst nicht in den Lösungen angereichert werden, da mit teilweiser Freisetzung, vor allem bei der Durchführung von Verfahrensschritten zur Überführung der flüssigen Abfälle in eine feste Form, gerechnet werden muß. Das gilt besonders dann, wenn höhere Temperaturen angewandt werden.

Aus den angeführten Gründen ist die Entwicklung von Jodfiltern, über die im folgenden berichtet wird, auf folgende Ziele ausgerichtet:

1. Abscheidegrad $\geq 99,99 \%$
2. Große Kapazität der Jodfilter
3. Dauerhafte Bindung des Jodes an das Adsorbiermaterial, so daß ein endlagerungsfähiges Produkt entsteht.

Die durchgeführten Arbeiten betrafen vorwiegend den zukünftigen Einsatz des Ag-KTB-Jodadsorbiermaterials in den Abgasfiltern von Wiederaufarbeitungsanlagen. Das Material wird jetzt von der Firma Bayer/Leverkusen als Versuchsprodukt hergestellt und unter der Bezeichnung AC-6120 angeboten. In dem folgenden Text wird ausschließlich diese Bezeichnungsweise für das imprägnierte Produkt angewandt. Abb. 4112-1 zeigt den z.Zt. benutzten Aufbau der Probenahmestelle in den Abgasen einer Wiederaufarbeitungsanlage, die den PUREX-Prozeß benutzt.

Abb. 4112-2 und 4112-3 zeigt die Abscheidegrade, die von den Testbetten in der Probenahmestelle erreicht wurden, als Funktion der spezifischen Jodbe-

ladung.

Die Testbetten aus den Auflöser- und Behälter-Abgasen der Wiederaufarbeitungsanlage zeigten unterschiedliche Färbungen des AC-6120. Während die Testbetten aus den Auflöser-Abgasen sich nur auf den ersten Zentimetern in Abströmrichtung schwach grau färbten, waren die Proben aus den Behälter-Abgasen über 4 aufeinanderfolgende Betten (gesamte Bett-Tiefe: 10 cm) dunkelgraublau durchgefärbt. Die starke Verfärbung war mit einer Verringerung des Abscheidegrades verbunden. Durch Überleiten von NO_2 konnte Entfärbung und Regeneration des Jodadsorbermaterials erreicht werden.

In Abb. 4112-4 sind die Ergebnisse von 3 Laborversuchen (Kurven 1, 2 und 3) mit AC-6120 wiedergegeben, das vorher 20 Tage mit Behälterabgas aus einer Wiederaufarbeitungsanlage beaufschlagt wurde.

Kurve 1 zeigt die Durchlässigkeit des Adsorbermaterials gegenüber $\text{CH}_3^{131}\text{J}$ als Prüfmedium in Luft (Temperatur 150°C , Taupunkt 30°C , lineare Luftgeschwindigkeit 25 cm/s). Die Durchlässigkeit ist gegenüber frischem AC-6120 (Kurve 4) sehr hoch.

Kurve 2 gibt die Durchlässigkeit von AC-6120 nach einer Regenerationszeit von 24 h in einem Gemisch von Luft und 2,5 % NO_2 wieder. Als Trägergas wird während der Beaufschlagung mit Methyljodid ebenfalls NO_2 -haltige Luft verwendet. Die sonstigen Bedingungen entsprechen den oben angegebenen.

Kurve 3 zeigt die Durchlässigkeit von AC-6120 nach einer Regenerationszeit von 21 h in Luft mit 2,5 % NO_2 , jedoch wurde anschließend die Apparatur und das Adsorbermaterial mehrere Stunden mit NO_2 -freier Luft gespült. Während der Beaufschlagung mit Methyljodid wurde als Trägergas nur Luft (ohne NO_2 -Zusatz) benutzt, um einen Einfluß des NO_2 auf das als Prüfmedium eingesetzte Methyljodid zu vermeiden (sonstige Bedingungen wie oben).

Aus dem Verlauf der Kurven können folgende Schlußfolgerungen gezogen werden:

1. Das AC-6120 wird in den Behälterabgasen zusätzlich zur Jodbeladung vergiftet. Durch Einwirkung von NO_2 wird die Vergiftung weitgehend beseitigt (Vergleich von Kurve 1 und 3, Abb. 4112-4).
2. Wurde das AC-6120 durch ein NO_2 -Luftgemisch regeneriert, erhöht ein weiterer NO_2 -Zusatz zur Luft während der Beaufschlagung mit Methyljodid die Durchlässigkeit in geringerem Maße (Vergleich von Kurve 2 und 3, Abb. 4112-4).
3. Durch einen geringen NO_2 -Gehalt in den zu filternden Abgasen kann die Vergiftung des AC-6120 weitgehend vermieden werden. Geringere Durchlässigkeit und höhere Standzeiten des Jodfilters sind zu erwarten.
4. Da in den Auflöserabgasen einer Wiederaufarbeitungsanlage NO_2 auftritt, sollten die Behälter und Auflöserabgase vor dem Jodfilter gemischt werden. Dies gilt jedoch nur dann, wenn
 - a) die Jodmengen in den Behälterabgasen so groß sind, daß eine Abscheidung erfolgen muß und
 - b) durch die Zumischung der Behälterabgase vor dem Filter keine wesentliche Verringerung der Abscheideleistung für die aus den Auflöserabgasen stammenden, relativ großen Jodmengen eintritt.

Weitere Untersuchungen wurden zur Verbesserung der Abriebsfestigkeit der Imprägnierung des AC-6120 in Hinsicht auf den Einsatz in den zu entwickelnden Wanderbett-Filtern durchgeführt.

4113/14 Abluftfilterung an Reaktoren, Identifizierung von Jodverbindungen in Reaktorabgasen

Bei Freisetzungen von Spaltjod sollten sehr niedrige Konzentrationen in Hinsicht auf die Abluftfilterung und die Messung der Luftaktivität noch erfaßt werden können. Nimmt man ein Verhältnis von ^{131}J zu $^{129}\text{J} + ^{127}\text{J}$ im Brennstoff von 1:20 an, entspricht 1 pg Spaltjod pro m^3 Luft einer Aktivitätskonzentration von $6 \text{ nCi } ^{131}\text{J}/\text{m}^3$, also dem 3fachen der MZK.

In Versuchen zur Abscheidung von $\text{CH}_3^{131}\text{J}$ an imprägnierter Aktivkohle wurde bei Konzentrationen bis herab zu $7 \cdot 10^{-7} \mu\text{g}/\text{m}^3$ in Feuchtluft gleiche Abscheidegrade gemessen, wie bei Konzentrationen im Bereich mg/m^3 . Versuche

mit elementarem ^{131}Jod an AC-6120 ergaben bei sehr niedriger Konzentration ($8 \cdot 10^{-7} \mu\text{g J}_2/\text{m}^3$) wesentlich verringerte Abscheidegrade. Die Arbeiten werden fortgesetzt.

Der von Abteilung Strahlenschutz und Sicherheit und Firma Herfurth entwickelte Jodmonitor ist im Rahmen dieses F+E-Programmes für den Einsatz in der Abluft von Reaktoranlagen vorgesehen. Störungen der Jodmessung durch Aerosol- und Edelgasaktivität sind zur Erreichung einer hohen Nachweisempfindlichkeit möglichst auszuschalten.

Durch Versuche konnte nachgewiesen werden, daß auch im Schwebstoff-Filter, Typ Luwa-Gelb, das der Jod-Filterpatrone vorgeschaltet ist, keine wesentlichen Anteile an gasförmigem Jod (J_2) zurückgehalten werden.

Die Störung des Jodmonitors durch Edelgaskontamination in der Luft konnte durch Einsatz von Jodadsorbermaterial mit sehr geringer Edelgasadsorption weit herabgesetzt werden. Bei einer spezifischen Aktivität der angesaugten Luft von $160 \mu\text{Ci } ^{135}\text{Xe}/\text{m}^3$ ergab sich eine Erhöhung der Untergrundzählrate von 0,8 ips (NE) auf 6,8 ips. Die Empfindlichkeit des Jodmonitors liegt bei ca. $1 \text{ ips}/\text{nCi } ^{131}\text{J}$. Ein Meßeffect, der dieser Jodaktivität entspricht, wird durch eine spezifische Aktivität der durchgesaugten Luft von $27 \mu\text{Ci } ^{135}\text{Xe}/\text{m}^3$ hervorgerufen.

Während das Jod kontinuierlich in der Filterpatrone des Detektors abgeschieden wird und dadurch mit steigender Sammelzeit entsprechend der Abscheidung ansteigende Zählraten registriert werden, tritt nach Einstellung des Adsorptions-Desorptionsgleichgewichtes des Xe in der Filterpatrone kein Anstieg der Zählrate mehr ein. Dadurch wird die Störung der Jodmessung durch sehr hohe Xe-Aktivität in der angesaugten Luft mit steigender Sammelzeit weiter herabgesetzt.

Eigene Veröffentlichungen:

J.G. Wilhelm and H. Schüttelkopf:

An Inorganic Absorber Material for Off-Gas Cleaning in Fuel Reprocessing Plants, Proceedings of the 12th AEC Air Cleaning Conference, Aug. 1972, in press.

J.G. Wilhelm, H.G. Dillmann, H. Gerlach:

Testing of Iodine Filter Systems under Normal and Accident Conditions, Proceedings of the 12th AEC Air Cleaning Conference, Aug. 1972, in press.

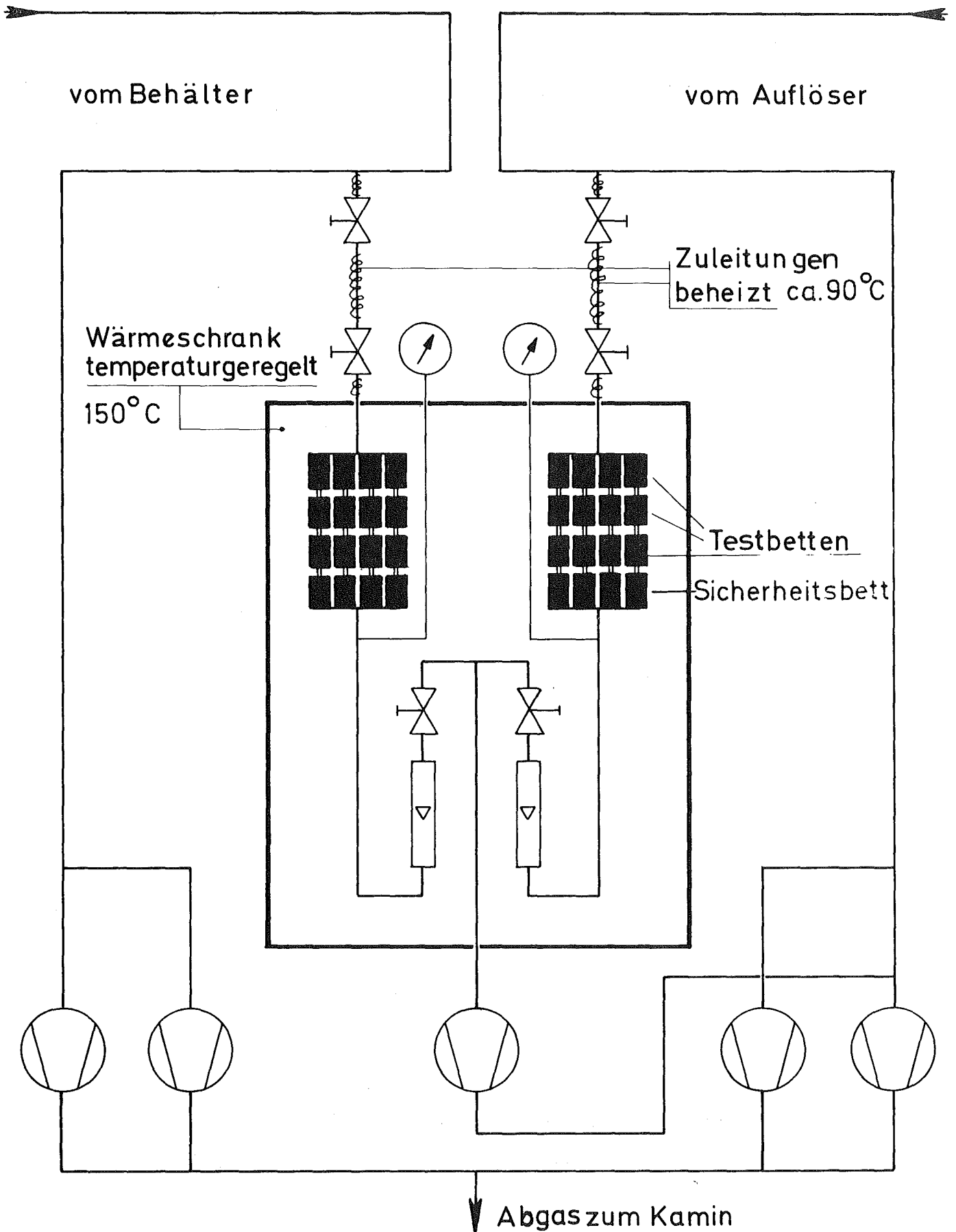


Abb. 4112-1 Probenahmeestelle : Abgas Wiederaufarbeitungsanlage

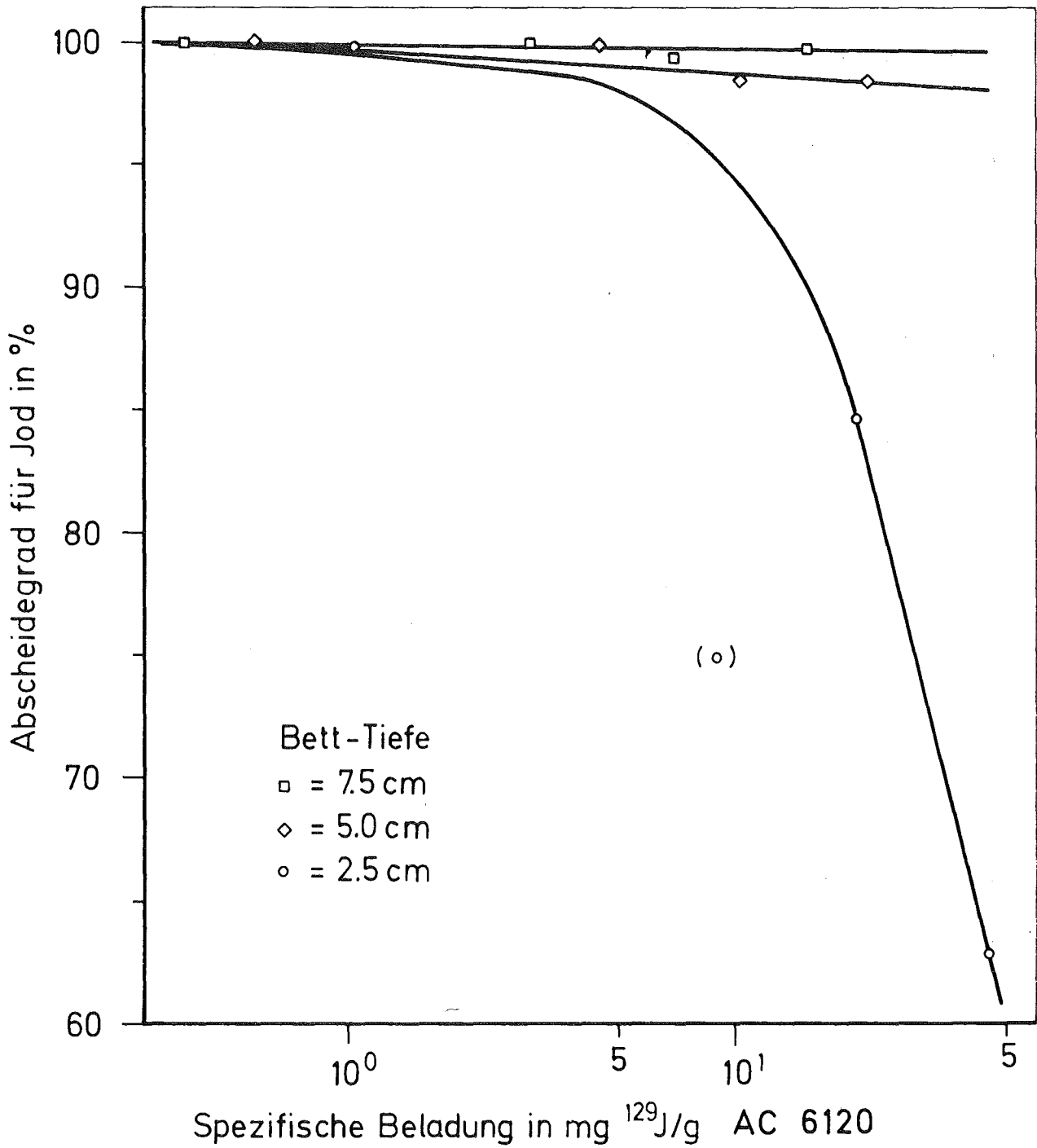


Abb. 4112-2 Abscheidegrad von AC-6120 für Jod aus dem Auflöserabgas als Funktion der spezif. Beladung

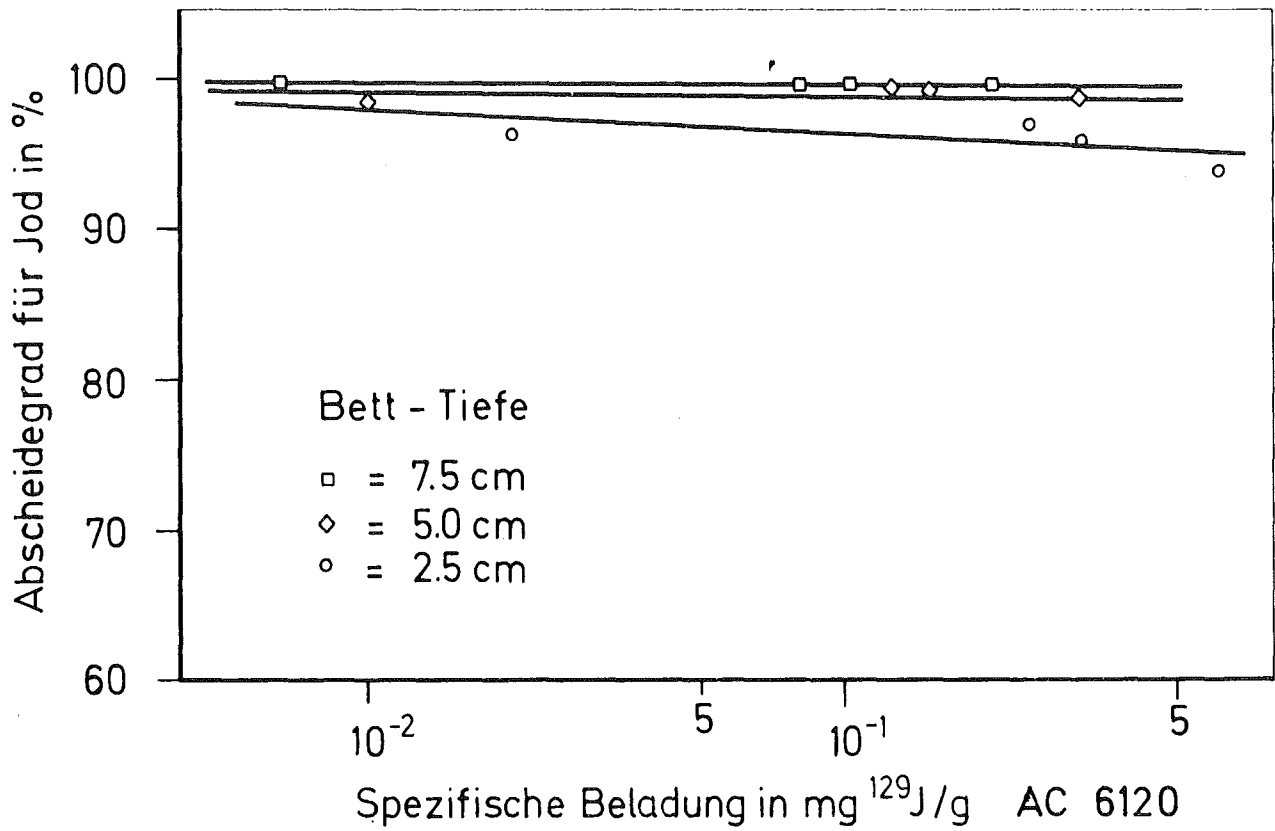


Abb. 4112- 3 Abscheidegrad von AC-6120 für Jod aus dem Behälter-Abgas als Funktion der spezif. Beladung

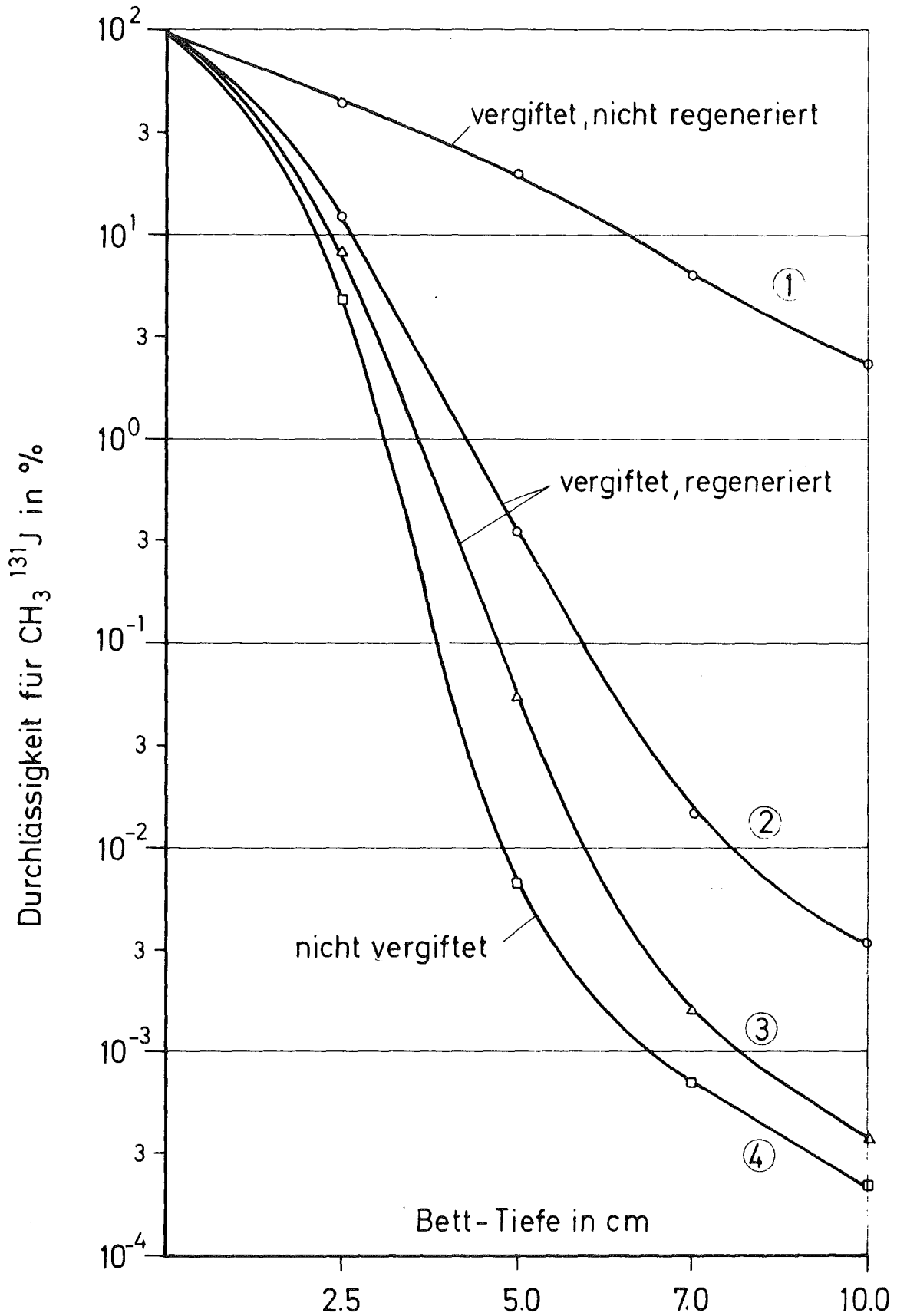


Abb. 4112-4 Versuche zur Regeneration von vergiftetem AC-6120 durch NO_2 nach Einsatz im Behälterabgas

4120 Freisetzung, Transport und Ablagerung von radioaktiven Verunreinigungen in Reaktorkreisläufen und deren Reinigung
(T. Dippel, ADB, S.H.Eberle, IRCH, H. John, R. Melcher, I. Michael, H. Weber, IRB)

Der Aufbau des out-of-pile-Versuchskreislaufes des IRB (KD-Kreislauf), mit dessen Hilfe der Löslichkeits- und Ablagerungsmechanismus von radioaktiven Verunreinigungen in Reaktorprimärkreisläufen untersucht werden soll, wurde fortgeführt. Außerdem wurde der Aufbau einer Autoklavenanlage weitergeführt, in der stationäre Löslichkeits- und Ablagerungsexperimente in Temperatur- und Druckbereichen bis 450 °C bzw. 230 bar möglich sind. Beide Anlagen sind weitgehend fertiggestellt.

Parallel zu diesen Aufbauarbeiten wurden intensive Gespräche mit Reaktorherstellern (AEG, Siemens) und -betreibern (KRB Gundremmingen, KWO Obrigheim) geführt. Ziel dieser Gespräche war die Ausrichtung des geplanten Versuchsprogramms nach den Problemen und Erfordernissen der Kraftwerksbetreiber.

Es wurde deutlich, daß die Kontamination der Primärkreisläufe von Leichtwasserreaktoren durch radioaktive Ablagerungen, insbesondere durch aktivierte Korrosionsprodukte, und die dadurch hervorgerufene Strahlenbelastung des Personals bei Wartungs- und Reparaturarbeiten ein ständig wachsendes Problem ist, das dringend einer Lösung bedarf.

Gezielte Maßnahmen zur Verminderung bzw. Beseitigung dieser Ablagerungen sind allerdings erst dann möglich, wenn der Ablagerungs- und Löslichkeitsmechanismus voll verstanden wird. Erste Ansätze zum Verständnis dieser Mechanismen lassen sich aus den von Herstellern und Betreibern durchgeführten Ablagerungsuntersuchungen in Betriebsanlagen gewinnen. Eine systematische Untersuchung der als wichtig erkannten Parameter (Kühlmittelchemie, Thermo- hydraulik, Materialbeschaffenheit) ist allerdings nicht in Betriebsanlagen, sondern nur in out-of-pile- und gegebenenfalls in-pile-Versuchskreisläufen möglich.

Hier sollen die im Rahmen des PNS-Vorhabens 4120 vorgesehenen out-of-pile-Untersuchungen ansetzen. Da nach den erhaltenen Informationen insbesondere eine bessere Kenntnis über die Bildung und Ablagerung aktivierter Korrosions-

produkte erforderlich ist, um die Dosisleistung an den Wartungsstellen vermindern zu können, wird es notwendig sein, den ursprünglich für die Dampfbrüterentwicklung vorgesehenen KD-Kreislauf des IRB, der in der vorliegenden Form nur für den Betrieb mit nichtradioaktiven Tracern bzw. relativ kurzlebigen Nukliden geeignet ist, um eine kompakte Versuchsschleife zu erweitern, die auch den Betrieb mit lang- und mittellebigen radioaktiven Korrosionsprodukten (Co-60, Co-58, Mn-54, Fe-59 und Cr-51) ermöglicht.

Die Methode der Eingabe von Korrosionsprodukten in den Versuchskreislauf ist noch offen, es soll jedoch ein Verfahren verwendet werden, das möglichst reaktorgetreue Verhältnisse schafft. Zur Zeit stehen zwei Verfahren zur Diskussion:

- a) Einspritzen von Korrosionsproduktlösung bzw. Dispersion in den Kreislauf,
- b) Einbringen von unkorrodiertem Material in den Kreislauf in Form von Blechpaketen, Spänen oder Drahtbündeln und Erzeugung der Korrosionsprodukte im Kreislauf selbst.

Um bei relativ kurzer Versuchsdauer ausreichende Nachweisempfindlichkeit für Korrosionsproduktablagerungen zu erreichen, ist die Eingabe in radioaktiver Form vorgesehen.

Die Versuchsschleife sollte bei einem Fassungsvermögen von etwa 100 l den Umgang mit Radionukliden in Konzentrationen um 10 μ Ci pro l ermöglichen.

Aus heutiger Sicht erscheinen folgende Untersuchungen vordringlich:

- Untersuchungen zum Einfluß der thermo-hydraulischen Verhältnisse und der Oberflächenbeschaffenheit auf die Kreislaufkontamination. (PNS 4121)
-

Zunächst sollen durch eine sorgfältige Analyse und Auswertung der Literatur und des vorliegenden Erfahrungsmaterials in den Kernkraftwerken Obrigheim und Gundremmingen die im Hinblick auf radioaktive Ablagerungen besonders problematischen örtlichen Stellen außerhalb des Reaktorkerns ermittelt werden. Von entscheidender Bedeutung ist dabei die Feststellung der vorliegenden

thermo-hydraulischen Bedingungen und der Oberflächenverhältnisse an den Primärkreisstellen mit besonders hohen Ablagerungen. Auf dieser Grundlage wird untersucht, wie diese thermo-hydraulischen Bedingungen in einem out-of-pile-Kreislauf simuliert werden können, und bis Mitte 1973 ein detailliertes Versuchsprogramm zur Untersuchung der wichtigsten thermo-hydraulischen Einflußgrößen und des Oberflächeneinflusses auf das Löslichkeits- und Ablagerungsverhalten von radioaktiven Korrosionsprodukten erstellt. Bei diesen Experimenten wird die Reaktorwasserchemie möglichst weitgehend den in einem Kernkraftwerk vorliegenden Bedingungen angepaßt.

- Untersuchungen zum Einfluß der Reaktorchemie auf die Kreislaufkontamination. (PNS 4122)
-

Nach Sammlung und Auswertung vorhandener Daten über Kreislaufkontamination (Wasser- und Korrosionsschichtenaktivität), die unter Umständen durch die Durchführung eigener ergänzender Analysen in Betriebsanlagen vervollständigt werden, sind zunächst eine Reihe von Grundlagenarbeiten beabsichtigt, wie Untersuchung der Korrosionsprodukttransportformen (ionisch, kolloidal, partikulär), Bestimmung der physikalisch-chemischen Eigenschaften von Korrosionsprodukten sowie Untersuchungen zur Korrosionsschichtenbildung. Hierher gehört z.B. die Messung des Schichtenwachstums und der Schichtenkontamination als Funktion von Temperatur, Druck, Wasserchemie und Transportformen. Diese Vorversuche sollen zunächst stationär in der Autoklavenanlage des IRB durchgeführt werden.

Nach Abschluß der vorbereitenden Laboruntersuchungen und Eingrenzung der wichtigsten wasserchemischen Einflußgrößen auf die Löslichkeit und das Ablagerungsverhalten von radioaktiven Korrosionsprodukten sollen gezielte out-of-pile-Experimente in einem Kreislauf durchgeführt werden.

- Untersuchungen zur Dekontamination von Reaktorkreisläufen und Kreislaufkomponenten. (PNS 4123)
-

Geplant ist zunächst die Untersuchung von Einzelphänomenen bei der Dekontamination von Primärkreiskomponenten (Verhalten von Schweißnähten, Pumpenlagerwerkstoffen usw.).

Diese Experimente im Labormaßstab sollen der Gewinnung weiterer Entscheidungskriterien für die Ausarbeitung von Plänen für größere Versuche dienen. Im einzelnen handelt es sich dabei um

- Bereitstellung von Probenmaterial zur gezielten "Kontamination" in Reaktoren (typische Werkstoffe bzw. Werkstoffpaarungen, Oberflächenbehandlung und Bearbeitungszustände).
- In-pile-Kontamination und Korrosion dieser Proben unter möglichst genau bekannten und betriebstypischen Bedingungen zur Gewinnung analytischer Daten.
- Dekontaminationsversuche mit ausgewählten Dekontaminationsmitteln an den o.g. Proben (statische und dynamische Löseversuche).
- Aufbereitung der Meßergebnisse mit dem Ziel, Verknüpfungsmöglichkeiten zu out-of-pile-Experimenten zu schaffen (Gewinnung von Leitproben).
- Erste Dekontaminationsversuche an Proben, die aus ausgebauten Reaktorbauteilen entnommen wurden.

An diese grundlegenden Untersuchungen im Labormaßstab sollen sich dann weiterführende Experimente in einem out-of-pile-Kontaminationsversuchskreislauf anschließen.

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

In Fortführung des 1971 begonnenen Programmes wurden 1972 343 Niederschlagsproben, 762 Oberflächenwasserproben sowie 389 Grund- und Trinkwasserproben aus dem Bereich der Oberrheinischen Tiefebene zwischen Mannheim und Kehl auf Tritium ausgemessen. Hinzu kommen noch 56 Einzelproben verschiedener Art, z.B. Oberflächenwasserproben aus Formosa und Gletscherwasserproben aus Österreich. Nach dem Stand Ende 1972 werden pro 14 Tage 11 Niederschlags-, 28 Trinkwasser- und 46 Oberflächenwasserproben gemessen.

In Abb. 4130-1 sind einige typische Meßergebnisse von Oberflächenwasser- und Trinkwasserproben dargestellt. In die Diagramme wurden die monatlichen Konzentrationsmittelwerte als waagrechte Striche eingetragen. Die Fehlerbreiten der Monatsmittelwerte wurden durch graue Abschattung verdeutlicht. Wurden innerhalb eines Monats auch Meßwerte unterhalb der Nachweisgrenze gefunden, so wurden diese bei der Mittelbildung gleich der Hälfte der Nachweisgrenze gesetzt. In diesen Fällen sorgt die Angabe der Fehlerbreiten dafür, daß keine nichterreichte Genauigkeit vorgetäuscht wird. Zum Jahresende 1972 mußten wegen Geräteausfalls Messungen mit einem Flüssigszintillationsspektrometer geringerer Empfindlichkeit, d.h. mit schlechterer Nachweisgrenze, durchgeführt werden. Dies kommt in der größeren Fehlerbreite zum Ausdruck.

In Abb. 4130-2 sind für zwei Sammelstellen sowohl die mit der Niederschlagsmenge gewichtet gemittelte Tritiumkonzentration im Niederschlag als auch der auf die Flächeneinheit bezogene Tritiumniederschlag dargestellt. Wie aus den Diagrammen hervorgeht, erreichen sowohl die Tritiumflächenbelastung als auch die Tritiumkonzentration in der Jahresmitte ein Maximum. Der Höchstwert des Tritiumniederschlags am Wasserwerk Tiefgestade in der Nähe der Rheinfähre Leimersheim wurde im Juni gemessen und beträgt 132 nCi/m^2 (siehe Abb. 4130-2b). Die gewichtig gemittelte Tritiumkonzentration belief sich an dieser Stelle im Juni auf $1,8 \text{ pCi/ml}$ (siehe Abb. 4130-2a). An einer Sammelstelle im Kernforschungszentrum wurde im gleichen Monat ein Wert von 178 nCi/m^2 erreicht, wobei das Monatsmittel der Tritiumkonzentration $2,8 \text{ pCi/ml}$ betrug (siehe Abb. 4130-2c und

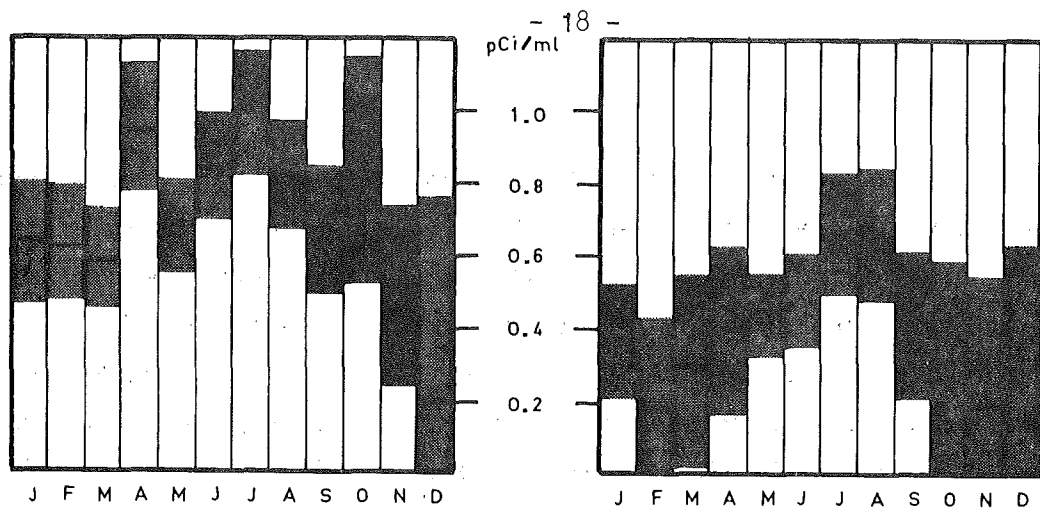
4130-2d). An der gleichen Sammelstelle wurde für Januar eine mittlere Tritiumkonzentration von 5,0 pCi/ml gefunden, während am Wasserwerk Tiefgestade nur 0,44 pCi/ml gemessen wurden. Der Vergleich der Niederschlagsproben von den beiden Sammelstellen beweist den Einfluß des Kernforschungszentrums auf die Sammelstelle im Kernforschungszentrum, während die Tritiumkonzentration im Niederschlag von der Sammelstelle am Wasserwerk Tiefgestade nicht vom Kernforschungszentrum beeinflusst wurde.

Bemerkenswert ist der zeitliche Gang der Tritiumkonzentration in den Oberflächengewässern, der dem Gang der Tritiumkontamination im Niederschlag mit einer erwarteten zeitlichen Verzögerung entspricht. Der höchste Konzentrationswert im Rhein liegt bei 1 pCi/ml (siehe Abb. 4130-1a). Deutlich niedriger sind dagegen die Höchstwerte für Enz und Alb (siehe Abb. 4130-1b und 4130-1c). Eine qualitative Erklärung könnte darin liegen, daß bei solchen kleineren Gewässern der Anteil des zugeführten tritiumarmen Abwassers eine erhebliche Rolle spielen kann. Bei den Trinkwasserproben (siehe Abb. 4130-1e und 4130-1f) zeigen sich deutliche Unterschiede. Die Werte vom Wasserwerk Tiefgestade, das in der Nähe des Rheinuferes liegt, zeigen einen ähnlichen Gang wie die des Rheins selbst. Das bedeutet, daß es sich bei diesem Wasser zu einem ganz erheblichen Teil um uferfiltriertes Rheinwasser handelt. Sehr viel niedriger liegen dagegen die Konzentrationswerte des Wassers aus dem Wasserwerk Süd im Kernforschungszentrum. Zwar wurde auch hier im Juli ein Maximalwert von ca. 0,6 pCi/ml erreicht, jedoch sind die Schwankungen viel geringer. Dies läßt sich wohl dadurch erklären, daß es sich bei diesem Wasser zu einem großen Anteil um tritiumarmes Grundwasser handelt.

Zusammenfassend kann man feststellen, daß die Meßergebnisse des Forschungsprogramms ein vertieftes Verständnis des Wasserhaushalts in dem überwachten Gebiet erwarten lassen. Für endgültige Schlußfolgerungen ist es jedoch noch zu früh.

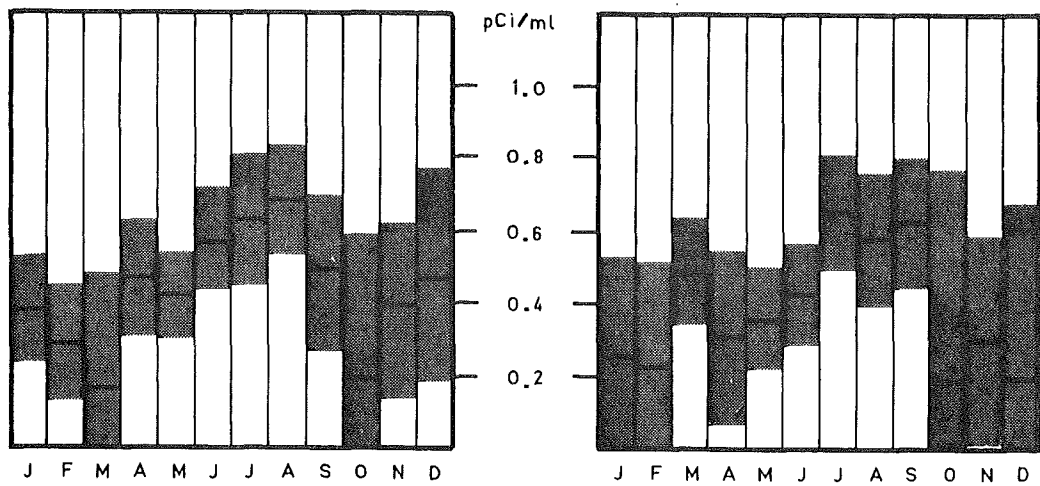
Geht man davon aus, daß die Tritiumkonzentration im menschlichen Körper im Mittel der Tritiumkonzentration des Trinkwassers entspricht, so erhält man bei Konzentrationen, wie sie das Trinkwasser aus dem Wasserwerk Süd des Kernforschungszentrums aufweist, einen Schätzwert für die Strahlenbelastung von 0,07 mrem pro Jahr. Wasser, das vorwiegend Oberflächengewässern entstammt,

wäre eine Strahlenbelastung im Bereich von 0,10 mrem pro Jahr zuzuordnen. Da man davon ausgehen muß, daß die Tritiumkonzentration in Pflanzen, die der freien Atmosphäre ausgesetzt waren, keineswegs niedriger ist als in Oberflächengewässern - die Tritiumkonzentration ist im Niederschlag höher als im Oberflächenwasser -, dürfte die Wasseraufnahme aus pflanzlicher Nahrung keineswegs zu einer Verminderung der Tritiumkonzentration im menschlichen Körper führen, so daß man die o.g. Schätzwerte als realistisch ansehen muß.



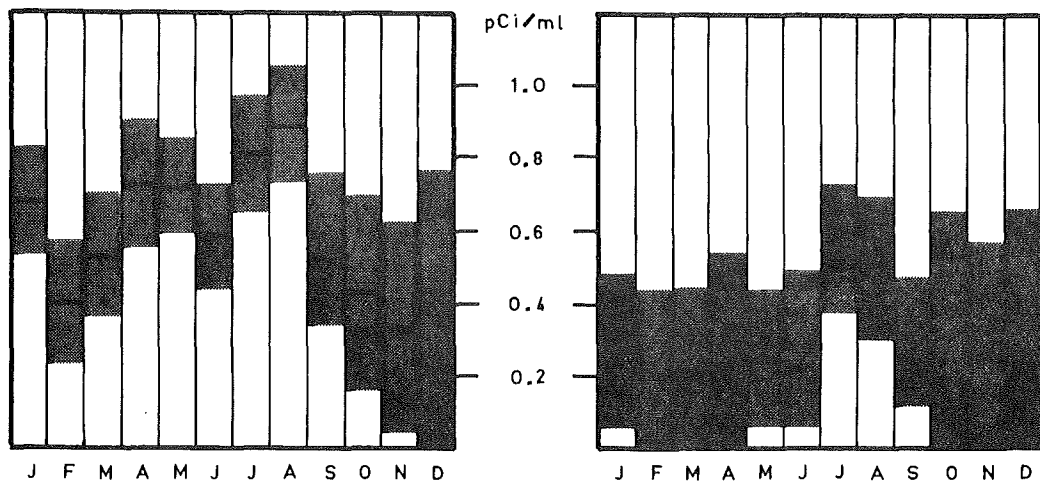
1a Rheinmitte

1b Enz bei Neuenbürg



1c Alb bei Marxzell

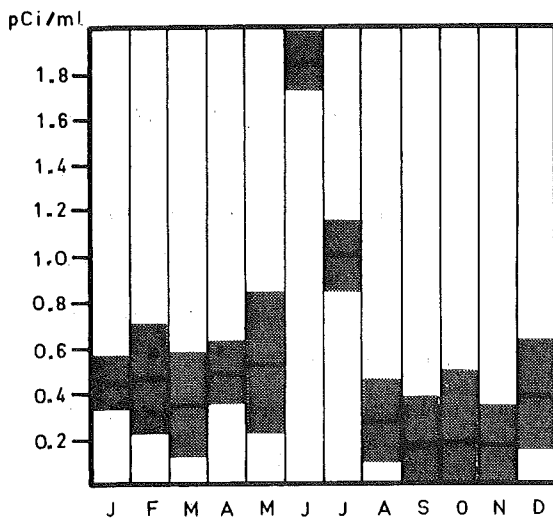
1d Baggersee Blankenloch



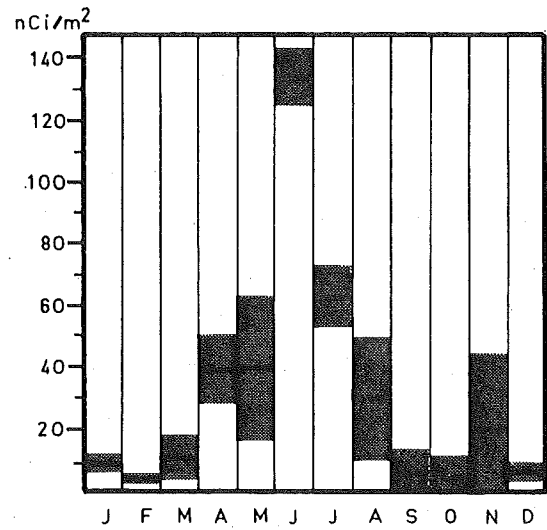
1e Wasserwerk Tiefgestade

1f Wasserwerk Süd des
Kernforschungszentrums

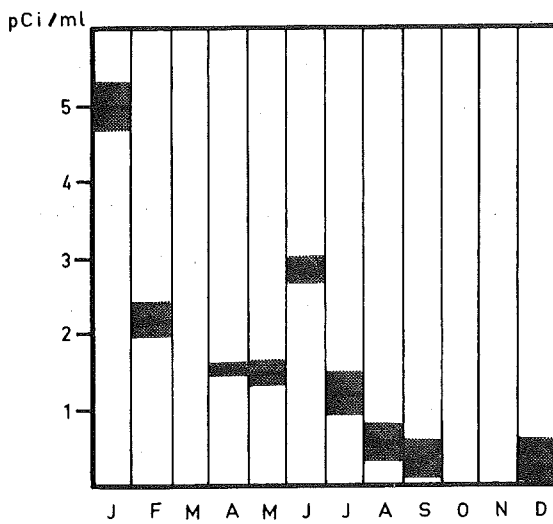
Abb. 4130-1 Beispiele für den jahreszeitlichen Gang der Tritiumkonzentration in Trink- und Oberflächenwasser



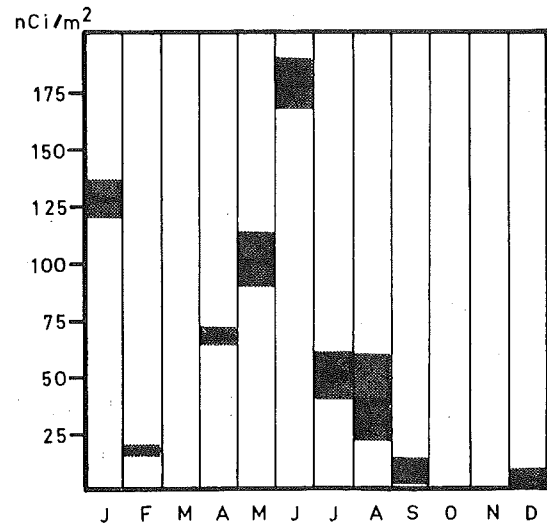
2a Wasserwerk Tiefgestade



2b Wasserwerk Tiefgestade



2c KFZK, Geb. 123, Dach



2d KFZK, Geb. 123, Dach

Abb. 4130-2 Jahreszeitlicher Gang der Tritiumkonzentration des Niederschlags (a und c) und der monatlichen Flächenbelastung (b und d) für zwei Sammelstellen

4140 Krypton- und Xenon-Entfernung aus der Abluft kerntechnischer Anlagen
(R.v.Ammon, C.H. Leichsenring, IHCH)

In der Eingangsstufe einer Wiederaufarbeitungsanlage, die aus einem Zerhacker und einem Auflöser für die Brennelemente besteht, werden die Spaltedelgase quantitativ freigesetzt. Bei einer längeren Kühlzeit der Brennelemente ist das einzige ins Gewicht fallende Spaltedelgas das radioaktive Isotop Kr-85 (Halbwertszeit 10.8 Jahre). Obwohl bei einer globalen Verteilung der Krypton-Mengen, die von zukünftigen, großen Wiederaufarbeitungsanlagen freigesetzt werden, die derzeit gültige maximal zulässige Konzentration in der Atmosphäre ($3 \cdot 10^{-6} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$) [1] auch im Jahre 2000 sicher noch nicht erreicht wird, muß doch bei großen Wiederaufarbeitungsanlagen mit lokalen Überschreitungen dieser Grenze gerechnet werden. Deshalb wird in Zukunft die Abtrennung und sichere Endlagerung des Spalt-Kryptons erforderlich werden.

Eine Voraussetzung für die Wahl des Abtrennverfahrens (Absorption in halogenierten Kohlenwasserstoffen (Freon) oder Tieftemperatur-Rektifikation) ist die Kenntnis der zu erwartenden Abgas-Mengen und -Zusammensetzung.

Anhand von Literaturwerten wurden die Spaltgasmengen sowie die wichtigsten Verunreinigungen, die in einer großen Wiederaufarbeitungsanlage (5 t/d Durchsatz) täglich freigesetzt werden, abgeschätzt (Tabelle 4140-1). Es wurden dabei einmal die Brennelemente mit oxidischem Brennstoff eines Druckwasserreaktors (PWR) und zweitens diejenigen eines zukünftigen Brutreaktors (LMFBR) bei gemeinsamer Core-Blanket-Aufarbeitung zugrundegelegt [2].

Bei der Auflösung des Brennstoffs aus den zerhackten Brennstäben ("Chop-leach"-Verfahren) in Salpetersäure entstehen größere Mengen Stickoxide (NO/NO_2 , N_2O), die durch Einblasen von Luft oder Sauerstoff nur teilweise oxidiert und in der Lösung wieder als HNO_3 absorbiert werden. In der Eurochemic-Anlage wurden maximal 33Vol.-% Stickoxide in der Abluft gemessen.

Spaltprodukte bzw. Verunreinigungen	täglich abgegebene Menge [Nl]		mittlerer Gehalt im Abgas [ppm]		Aktivität [10^4 Ci]	
	PWR	LMFBR	PWR	LMFBR	PWR	LMFBR
Krypton (gesamt)	325	427	80	105	2,75 (^{85}Kr)	3,6 (^{85}Kr)
Xenon (gesamt)	1818	3696	445	906		
CO ₂ bei 100 ppm Kohlenstoff und 50 ppm Kohlenwasser- stoffen im/am Brennstoff	~1500		~368			

Tabelle 4140-1

Abschätzung der Spaltgas- und CO₂-Menge im 170 m³/h-Auflöserabgas einer 5 t/d - Wiederaufarbeitungsanlage, bei der Aufarbeitung von Brennelementen aus einem Druckwasserreaktor (PWR) mit 20 000 MWd/t Abbrand und aus einem Schnellen Brutreaktor (LMFBR) mit 30 000 MWd/t mittl. Abbrand.

NO und NO₂ lassen sich mit NaOH weitgehend auswaschen. N₂O müßte katalytisch zersetzt werden (an CuO bei 650 °C oder Rh auf Al bei 550 °C). Danach enthalten die Abgase noch ca. 2 % Stickoxide [4] und ca. 50 g H₂O/m³ [3].

Die Freisetzung der Spaltgase während der Auflösung erfolgt quantitativ und innerhalb kurzer Zeit. Bei Eurochemic wurde mit oxidischem Uran als Brennstoff eine lineare Zeitabhängigkeit gemessen (30 % Abgabe pro Stunde, also vollständige Freisetzung nach ca. 3 1/2 Stunden) [3].

Die Abgasmenge variiert in den einzelnen Anlagen sehr stark. Sie hängt ab von den Rührluftmengen des Auflösers bzw. den Sauerstoff-Zusätzen zur Oxidation von NO sowie von der Dichtigkeit des Abluftsystems (Falschluff). So wird z.B. bei der Barnwell-Anlage in U.S.A. Falschluff über den Zerhacker gezogen, um ihn vor den korrosiven Dämpfen des Auflösers zu schützen.

Bei kleineren Anlagen kann die Abgasmenge noch unter 100 m³/h gehalten werden: so wurden bei Eurochemic (Durchsatz 200 kg/d) 35 m³/h gemessen [3] und bei WAK (Durchsatz 50 kg/d) 100 m³/h geschätzt. Bei den geplanten Großanlagen (Durchsatz 5 t/d) wird dagegen mit ca. 170 m³/h gerechnet [4], wobei schon erhebliche Anforderungen an die Dichtigkeit der Anlage zu stellen sind.

Zitierte Literatur:

[1] Safe Handling of Radioisotopes, IAEA Wien, 1962

[2] W.E. Clark und R.E. Blanco, ORNL-4473 (1970)

[3] A. Gulbrandson, IDL-Report No. 60 (1972)

A. Gulbrandson und w. Hild, IDL-Report Nr. 52 (1971)

[4] J.P. Nichols und F.T. Binford, ORNL-TM-3515 (1971)

4170 Langfristige radioökologische Umgebungsbelastung durch eine Anhäufung von nuklearen Anlagen
(A. Bayer, G. Grathwohl, INR)

Um die radiologische Belastung durch Tritium abschätzen zu können, werden die Tritiumfreisetzungsraten der verschiedenen Reaktortypen anhand veröffentlichter Erfahrungswerte von in Betrieb befindlichen Anlagen zusammengestellt. In Tab. 4170-1 sind die Freisetzungsraten einiger Leichtwasserreaktoren während der letzten Jahre angegeben.

Aufgrund von Energiebedarfsvorhersagen und des prognostizierten Einsatzes verschiedener Reaktortypen werden die Tritiumproduktionsraten und die Tritiumfreisetzungsraten, sowie die akkumulierten Tritiummengen bis zum Jahr 2000 berechnet und mit den Tritiummengen aus natürlicher Entstehung und oberirdischen Kernwaffentests verglichen. Wie ersichtlich stellt das Tritium aus oberirdischen Kernwaffenexplosionen zur Zeit ca. 95 % des gesamten Tritiumvorkommens, das natürliche Tritiuminventar stellt ca. 5 %. Vorausgesetzt daß keine weiteren oberirdischen Kernwaffentests stattfinden, wird der entsprechende Anteil zurückgehen. Freigesetztes Tritium aus kerntechnischen Anlagen wird aufgrund der prognostizierten Kernkraftwerksentwicklung gegen Ende des Jahrhunderts einen wachsenden Anteil liefern, aber erst gegen das Jahr 2000 die gleiche Menge stellen wie die oberirdischen Kernwaffenexplosionen.

Anhand der geophysikalischen Transportvorgänge wurden die resultierenden Tritiumkonzentrationen abgeschätzt. Für homogene Verteilung sind die entsprechenden Tritiumkonzentrationen des Wassers in Abb. 4170-2 gezeigt. Nach dieser Abschätzung (globale Vermischung) liegt die Konzentration zur Zeit bei ca. $0,1\text{pCi/ml}$ und wird bis Ende des Jahrhunderts etwa um den Faktor 2 - 3 abnehmen. Lokale, im Raum Karlsruhe 1972 gemessene Konzentrationen liegen etwa höher (vgl. Seite 18 - 19).

Die Arbeiten werden fortgesetzt mit der Erstellung eines Rechenmodells, das die maximal mögliche Strahlenbelastung der Bevölkerung im Oberrheingebiet durch kerntechnische Anlagen im Normalbetrieb bis zum Jahr 2000 abzuschätzen erlaubt.

G. Grathwohl:

Erzeugung und Freisetzung von Tritium durch Reaktoren und Wiederaufarbeitungsanlagen und die voraussichtliche Belastung der Hydrosphäre bis zum Jahr 2000

unveröffentlicht

Tab.: 4170-1: Tritiumabgaben im Abwasser verschiedener Leichtwasser-reaktoren

PWR	Hüll- material	el. Leistung [MWe/]	flüssige Tritiumabgaben [\bar{C}_i/a]					
			1965	1966	1967	1968	1969	1970
Yankee	SS	185	1300	1920	1590	1170	1200	1490
Indian Point 1	SS	265	490	120	300	790	1100	410
Connecticut Yankee	SS	600			120	1740	5200	7380
San Onofre	SS	450				2400	3500	4780
Obrigheim	Zr	320					300	430
Ginna	Zr	420						107
BWR								
Dresden 1	Zr	210				3	6	5
Humboldt Bay	Zr	70				7	5	7
Big Rock Point	SS	75				34	28	53
Gundremmingen	Zr	250			26.5	14	17	30
Lingen	Zr	250				7.5	12	70
Oyster Creek	Zr	515					5	22
Nine Mile Point	Zr	500						20
Dresden 2	Zr	809						31

Abb. 4170-1: Globale Tritiummengen aus natürlicher Entstehung, oberirdischen Kernwaffenexplosionen und Freisetzung aus kerntechnischen Anlagen bis zum Jahr 2000

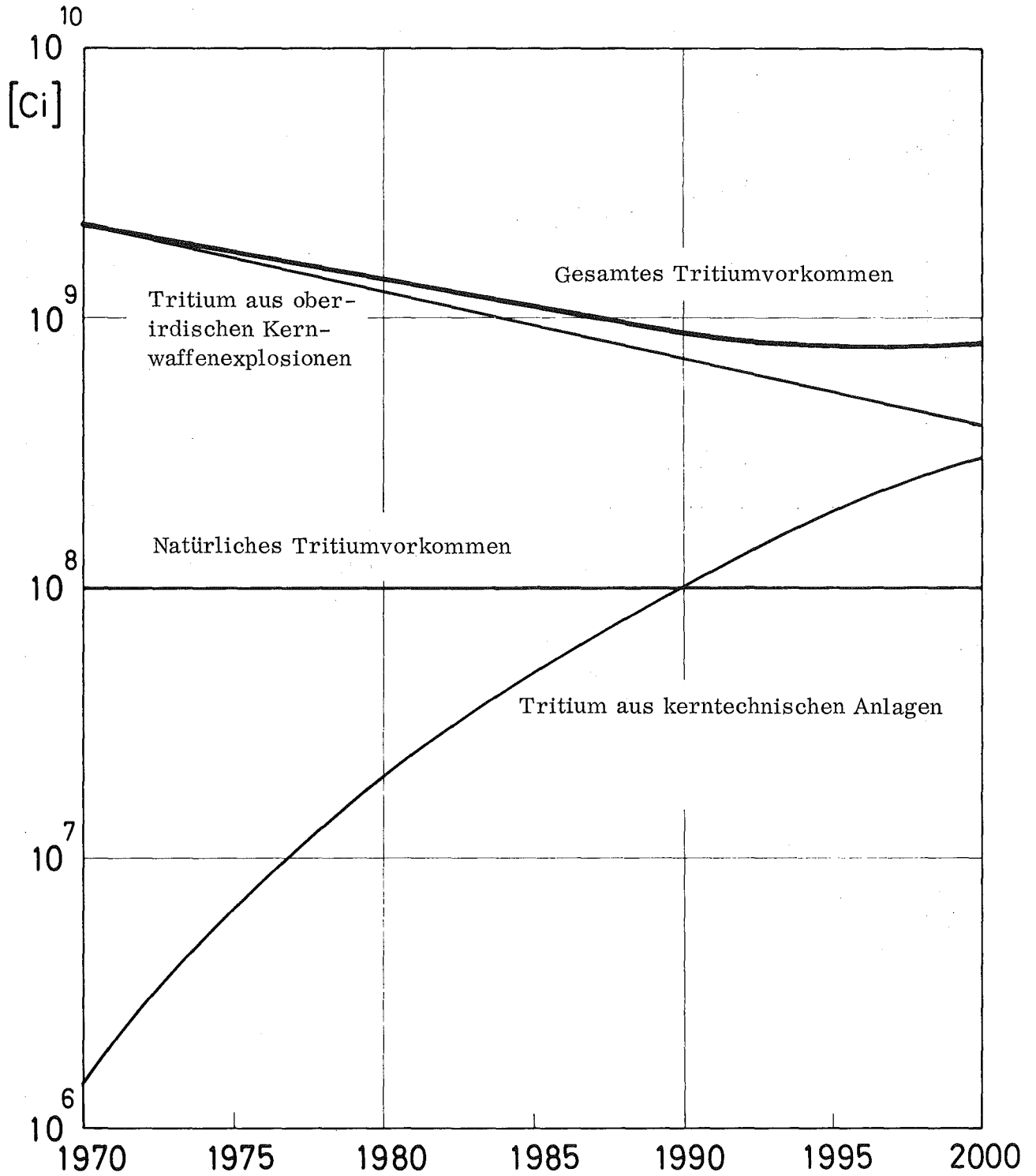
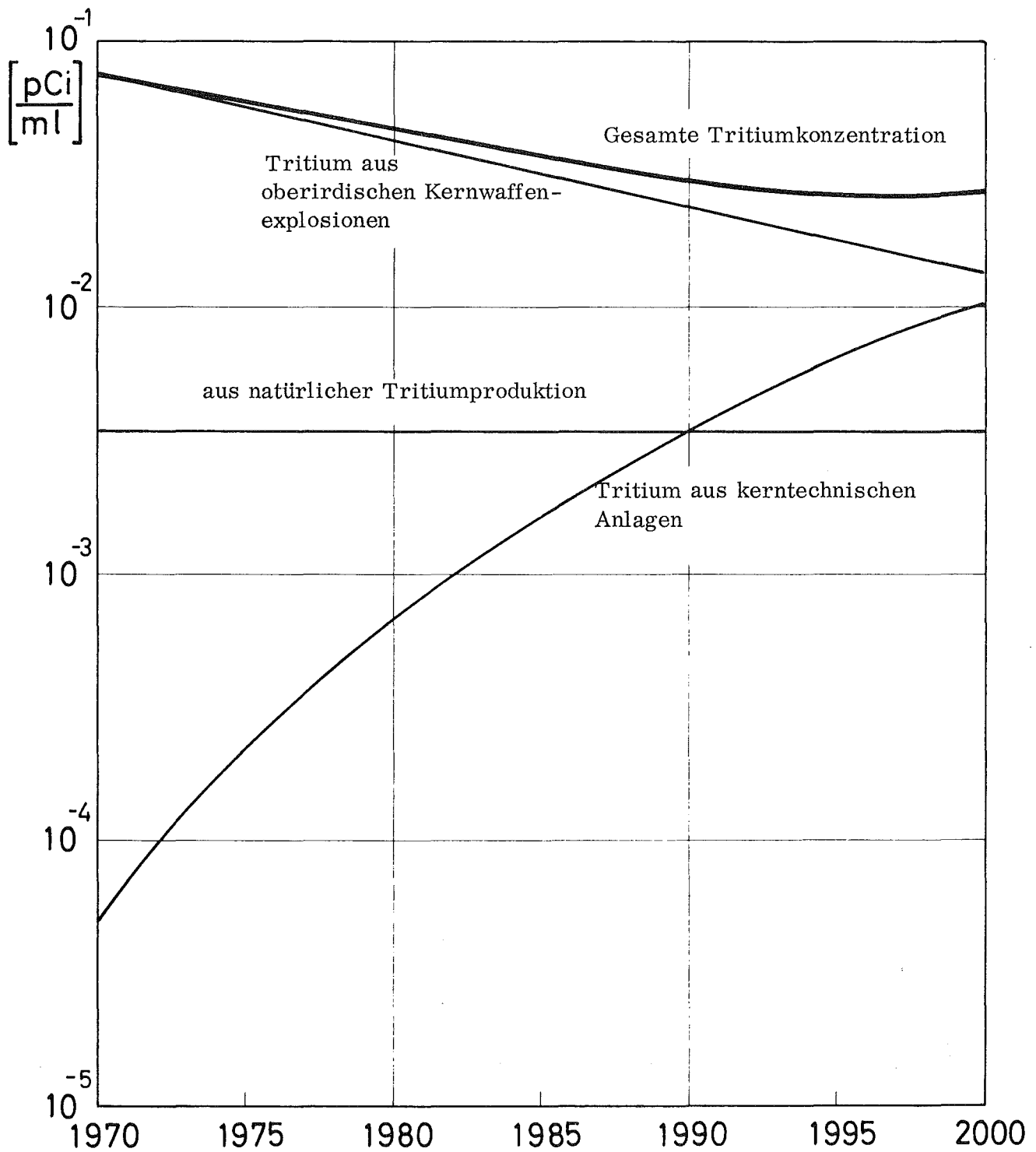


Abb. 4170-2 : Tritiumkonzentration des Wassers bei homogener Verteilung der Tritiummengen aus natürlicher Entstehung, oberirdischen Kernwaffenexplosionen und Freisetzung aus kerntechnischen Anlagen bis zum Jahr 2000



4200 SYSTEMVERHALTEN NUKLEARER ANLAGEN BEI STÖRFÄLLEN

4210 Dynamische Beanspruchung von Komponenten und Systemen

4211 Dynamische Beanspruchung von LWR-Druckabbausystemen
(K.D. Appelt, J. Kadlec, R.A. Müller, E. Wolf, IRE,
E. Büttner, R. Löffel, LIT)

Die allgemeine Zielsetzung der Aufgabe ist im 1. Halbjahresbericht 1972 [1] spezifiziert. Ziel der Arbeiten im Berichtszeitraum war die Durchführung der Messungen des lokalen Druckpulsationsfeldes in der Kondensationskammer des Druckabbausystems des Marviken-Reaktors (Schweden) und die detaillierte Projektierung und Erstellung der erweiterten Versuchseinrichtung zur Erfassung der lokalen Massenströme.

Im Berichtszeitraum wurden insgesamt 9 Blowdown-Versuche durchgeführt, deren wichtigste Parameter in Tabelle 4210-1 zusammengefaßt sind. Die Messungen des lokalen Druckpulsationsfeldes, die bei den Versuchen 1 bis 6, 8 und 9 vom IRE durchgeführt werden, zeigen folgende Tendenzen:

1. Leichte Zunahme des Druckpulsationsniveaus mit zunehmendem Dampfstrom in der Kondensationskammer, zunehmender Anfangstemperatur in der Wasservorlage und abnehmender Eintauchtiefe der Kondensationsrohre;
2. Diskrete Verteilung der Energie der Druckpulsationen in einigen schmalen Frequenzbändern;
3. Gleichheit der Phase der an die benachbarten Strukturteile angekommenen Druckwellen.

Die bei den Messungen der Druckpulsationen als erste Information ausgewerteten Maximalwerte sind für die Druckmeßstelle DA 10, wo etwa Mittelwerte des Druckpulsationsfeldes gemessen wurden, in der untersten Zeile der Tabelle 4210-1 zusammengefaßt. Eine detaillierte Auswertung der Messungen erfolgt nach dem für Mitte April 1973 geplanten Abschluß der gesamten Versuchsreihe.

Die in der Tabelle 4210-1 angegebenen Maximalwerte der Massenstromdichte des in die Wasservorlage strömenden Dampfes, die aus der Wärmebilanz in der Kondensationskammer gerechnet wurden, müssen als obere Abschätzung der wirklichen Werte betrachtet werden. Der durch die Vernachlässigung des in die Kondensationskammer miteingeströmten Wassers verursachte Fehler wird klein sein im Falle der Blowdown-Versuche Nr. 1 bis 6 (simulierte Rohrbrüche an der Dampfleitung im Raum 124), kann aber erheblich sein bei den übrigen Versuchen (simulierte Rohrbrüche an den Dampf- und Speisewasserleitungen im Raum 122).

Der Verlauf des gemessenen Druckes in der Wasservorlage (DA 10) und der entsprechenden dynamischen Reaktion der Membranplatte (DMS 18) ist für die zwei letzten Versuche in den Abbildungen 4210-1 und 4210-2 dargestellt. Im Gegensatz zu den früheren Versuchen [1] entstanden stärkere Druckpulsationen fast unmittelbar nach dem Anfangsanstieg des Massenstromes in die Wasservorlage (oberes Diagramm in Abb. 4210-1 und 2). Der quasi-periodische Verlauf der Druckpulsationen blieb erhalten (unteres Diagramm in Abb. 4210-1 und 2). Interessant ist auch das Auftreten eines starken negativen Druckimpulses nach dem Freiblasen der Kondensationsrohre (ca. 1 sec. nach dem Versuchsanfang) bei dem Blowdown-Versuch Nr. 9 (mittleres Diagramm in Abb. 4210-2). Dieses Phänomen wird auf die starke Abnahme des dynamischen Druckes am Austritt aus den Kondensationsrohren zurückgeführt, die durch die sich bewegende Phasengrenze Wasser-Luft verursacht wird. Bei den früheren Versuchen mit langsameren Freiblasen der Kondensationsrohre wurde dieses Phänomen nicht beobachtet.

Für die Bestimmung der lokalen Massenströme und der Gemischzusammensetzung wurde in der zweiten Jahreshälfte 1972 die erweiterte Meßeinrichtung weitgehend fertiggestellt, so daß mit dem Einbau im Kernkraftwerk Marviken Ende Januar 1973 begonnen werden kann.

Die Meßeinrichtung besteht aus 2 Meßblanzen (untere und obere Meßblanze) zur Erfassung der Zustandsgrößen des abströmenden Mediums, einer Proben-Entnahmeeinrichtung zur Ermittlung der Gemischzusammensetzung und einer Radioisotopen-Meßapparatur zur Bestimmung der Strömungsgeschwindigkeit. Hinsichtlich der zur Festlegung des Massenstromes interessierenden Größen: Dichte ρ und Strömungsgeschwindigkeit w , ist die Meßeinrichtung

redundant ausgeführt, da jeweils 2 der genannten Meßprinzipien ausreichen, um die gesuchten Größen ρ und w zu ermitteln.

Die Meßlanzen (untere und obere) sind mit je einem Absolutdruckaufnehmer, 3 Prandtl-Staurohren, die jedoch nur auf einen Differenzdruckaufnehmer wirken, sowie mit 3 Thermoelementen bestückt.

Sie erlauben folgende Meßgrößen aufzunehmen:

1. Temperatur T)
2. statischen Druck p_{st})
3. dynamischen Druck $p_{dyn} = \frac{\rho}{2} w^2$) des strömenden Mediums
4. Membrantemperatur des Differenzdruckaufnehmers

Drei Staurohre wurden deshalb gewählt, um bei der Messung des dynamischen Druckes eine Redundanz gegen mitfliegende Fremdkörper (Isolationsbleche, Lackreste und dergl.) zu haben, die evtl. die Bohrungen der Staurohre abdecken können.

Von den Thermoelementen ist eines zur Messung des strömenden Mediums eingesetzt, während die beiden anderen die Temperatur an der Membran des Differenzdruckaufnehmers anzeigen. Durch Vergleich mit einer Eichkurve kann damit der Temperaturgang des Druckaufnehmers berücksichtigt werden.

Die untere Meßlanze wird in ein Kondensationsrohr eingebaut, das sich zentral über die im Kondensations-Wasserbecken installierten Druckpulsations-Meßeinrichtung befindet.

Die obere Meßlanze wird in einem der 4 großflächigen Strömungskanäle, die beim Blowdown das Medium von Drywell in die Dampfverteilerkammer leiten, angeordnet.

Die Proben-Entnahmeeinrichtung wird von außen an den mit der oberen Meßlanze bestückten Strömungskanal in Nähe des Einlaufes in die Dampfverteilerkammer angebaut. Sie besteht aus 15 Proben-Entnahmeeinheiten, die in 2 Reihen zu beiden Seiten eines Entnahmerohres an rechtwinklig daran angeschweißten

Rohrstutzen befestigt sind. Die Rohrstutzen sind gegen die Horizontalebene um ca. 10° geneigt, um etwaige Wasseransammlungen in den Stutzen zu vermeiden. Jede Entnahmeeinheit besitzt ein Entnahmegefäß mit je einem elektrisch steuerbaren, pneumatisch betätigten Vakuum- und einem Überströmventil. Das Füllvolumen einer Entnahmeeinheit beträgt ca. 1 dm^3 .

Vor dem Versuch werden die Entnahmeeinheiten über die Vakuumventile auf ca. 0,5 Torr evakuiert. Während des Versuches tritt das Strömungsmedium dann durch die mittels eines Schrittschaltwerkes gesteuerten Überströmventile in die Entnahmegefäße ein. Die Öffnungsdauer der Überströmventile erfolgt über verstellbare Zeitrelais.

Das Entnahmerohr ragt schräg nach oben, unter $26,5^\circ$ zur Strömungsrichtung in den Strömungskanal ein, so daß die Entnahmeöffnung ca. 250 mm ($\sim \frac{1}{5}$ des Kanaldurchmessers) von der Kanalwand entfernt liegt. Unterhalb der Entnahmeeinheiten verläuft das Entnahmerohr quer über die Dampfverteilerkammer und taucht dann von oben etwa 0,2 m tief in das Kondensationswasserbecken ein.

Zur Auswertung der Proben werden die Entnahmeeinheiten ausgebaut und im Labor zunächst bei Raumtemperatur der statische Druck gemessen. Danach wird das in flüssiger Form angefallene Wasser einschließlich des Wasserdampfanteils durch Evakuieren und anschließendes Ausfrieren in einer Tiefkühlfalle (ca. -70°C) ausgefällt.

Die Wassermenge wird durch Wiegen der Ausfällapparatur vor und nach dem Ausfrieren auf 0,1 mg genau ermittelt.

Damit kann die Gemischzusammensetzung bzw. die Dichte ρ folgendermaßen bestimmt werden:

1. Über die Temperatur des strömenden Mediums ergibt sich aus den Wasserdampf- tafeln der Partialdruck des Wasserdampfes.
2. Mit Kenntnis des Absolutdruckes liegt somit auch der Luftanteil fest.
3. Durch das in den Entnahmegefäßen ermittelte Mengenverhältnis

$$\frac{m_{\text{Luft}}}{m_{\text{H}_2\text{O ges}}} = \frac{m_{\text{Luft}}}{m_{\text{Wasser}} + m_{\text{Dampf}}}$$

kann schließlich die Dichte ρ und der dem Dampfzustand entsprechende X-Wert ermittelt werden.

Zur Bestimmung der Strömungsgeschwindigkeit wird eine Radioisotopen-Meßeinrichtung eingesetzt, die gemeinsam vom LIT (Elektronik und Experimente) und vom IRE (Konstruktion) entwickelt wurde. Die Durchführung der Messungen in Marviken wird das LIT übernehmen.

Meßprinzip:

Die Geschwindigkeitsmessung erfolgt nach der sog. Durchlaufzeit- oder Zweipunktmethode. Der in die Strömung eingespritzte radioaktive Tracer wird nach Durchlaufen einer Anlaufstrecke a von zwei in Längsrichtung des Rohres im Abstand S versetzt angebrachten Meßstellen (bestehend aus jeweils 2 NaJ-Detektoren) registriert.

Über den Zeitabstand der Schwerpunkte der Aktivitätskurve (Verweilzeit-spektren) erhält man die mittlere Laufzeit T des Tracers, Abb. 4210-3. Die mittlere Geschwindigkeit \bar{v} ergibt sich dann aus dem Quotienten von Meßstrecke und Laufzeit.

$$\bar{v} = \frac{S}{T} = \frac{\text{Meßstrecke}}{\text{Laufzeit}}$$

Wahl des geeigneten radioaktiven Tracers:

Zur Markierung der Gasphase eignet sich besonders ^{41}Ar . Die Vorteile des ^{41}Ar liegen in seiner Eigenschaft als Edelgas, in der günstigen harten γ -Energie von 1,29 MeV und seiner günstigen Halbwertszeit von 1,8 h, in seiner hohen spezifischen Aktivität und in seiner geringen Radiotoxizität, die praktisch zu keiner Umweltbelastung führt.

Injektionstechnik:

Das Tracergas wird periodisch in kurzen Stößen bis herunter zu ca. 10 Millisekunden unter sehr hohem Druck (ca. 120 atü) senkrecht zur Strömungsrichtung in den Strömungskanal eingespritzt. Man erhält so je einen Meßwert pro Injektion und es ist dadurch möglich, stationäre und instationäre Strömungen quasikontinuierlich zu verfolgen.

Die Zahl der einzelnen Injektionen, ihre Dauer und ihr zeitlicher Abstand können beliebig gewählt und damit dem technischen Problem angepaßt werden. Zur Durchführung solcher Injektionen wurde eine eigene Injektionsvorrichtung gebaut, die zusammen mit der Meßelektronik schematisch in Abb. 4210-4 dargestellt ist.

Die Injektionseinrichtung besteht im wesentlichen aus einem Druckspeicher mit Ventilschaltgerät zur Steuerung des Ein- und Auslaßventils und einem Einspritzventil mit Steuergerät. Der Druckspeicher ist über ein fernsteuerbares Magnetventil und ein Kapillarrohr mit dem Einspritzventil verbunden. Letzteres wird von einem Taktgenerator mit variabel einstellbaren Zeitintervallen für die Einspritzfolge gesteuert. Die Dauer der einzelnen Injektion kann ebenfalls eingestellt werden. Mit einem Programmgeber können die Zeitintervalle während des Versuchs variiert werden.

Die Detektion der durch Injektion im Meßkanal erzeugten Gaswolken erfolgt durch je 2 in einer Meßebeine aufgebaute NaJ-Detektoren, von denen wiederum je 2 über einen Summenverstärker betrieben werden. Die daraus resultierenden 2 Meßkanäle werden je einem Frequenz-Spannungskonverter zugeführt und anschließend auf einem Magnetbandgerät registriert.

Die beschriebene Injektionseinrichtung und Meßanordnung wurde in Vorversuchen in Lüftungskanälen verschiedener Abmessungen in der Schule für Kerntechnik im Geschwindigkeitsbereich von 1 - 10 m / sec. erfolgreich getestet. Nach Abschluß dieser Versuche wurde die gesamte Anlage nach Marviken übertragen.

Über den Einsatz bei den Blowdown-Versuchen wird im 1. Halbjahresbericht 1973 ausführlich berichtet werden.

Zitierte Literatur:

[1] 1. Halbjahresbericht 1972, KFK 1702, S. 27-42, Dez. 1972

Blowdown-Versuch Nr.	1	2	3	4	5	6	7	8	9
Aufgeheizte Wassermenge im Reaktordruckgefäß $[10^3 \text{ kg}]$	110	108	120	121	119	119	116	118	105
Erreichte Maximalwerte der Massenstromdichte $[\text{kg/m}^2 \text{ sec}]$	4,1	11,2	12,2	10,2	11,2	9,5	13,5	13	36,5
Anfangstemperatur in der Wasservorlage $[^\circ\text{C}]$	19	22	19	44	21	17	15	57	17
Eintauchtiefe der Kondensa- tionsrohre $[\text{m}]$	2,6 2,7 2,8	2,6 2,7 2,8	2,8	2,9	1,6	3,4	2,8	2,8	2,8
Maximalwert der gemessenen Druckpulsationen (DA 10) $[\text{kp/cm}^2 \text{ Spitze-Spitze}]$	0,28	0,40	0,29	0,30	0,33	0,29	-	0,30	0,27

Tabelle 4210 -1: Wichtigste Parameter und vorläufige Resultate der bisher durchgeführten Blowdown-Versuche Nr. 1-9

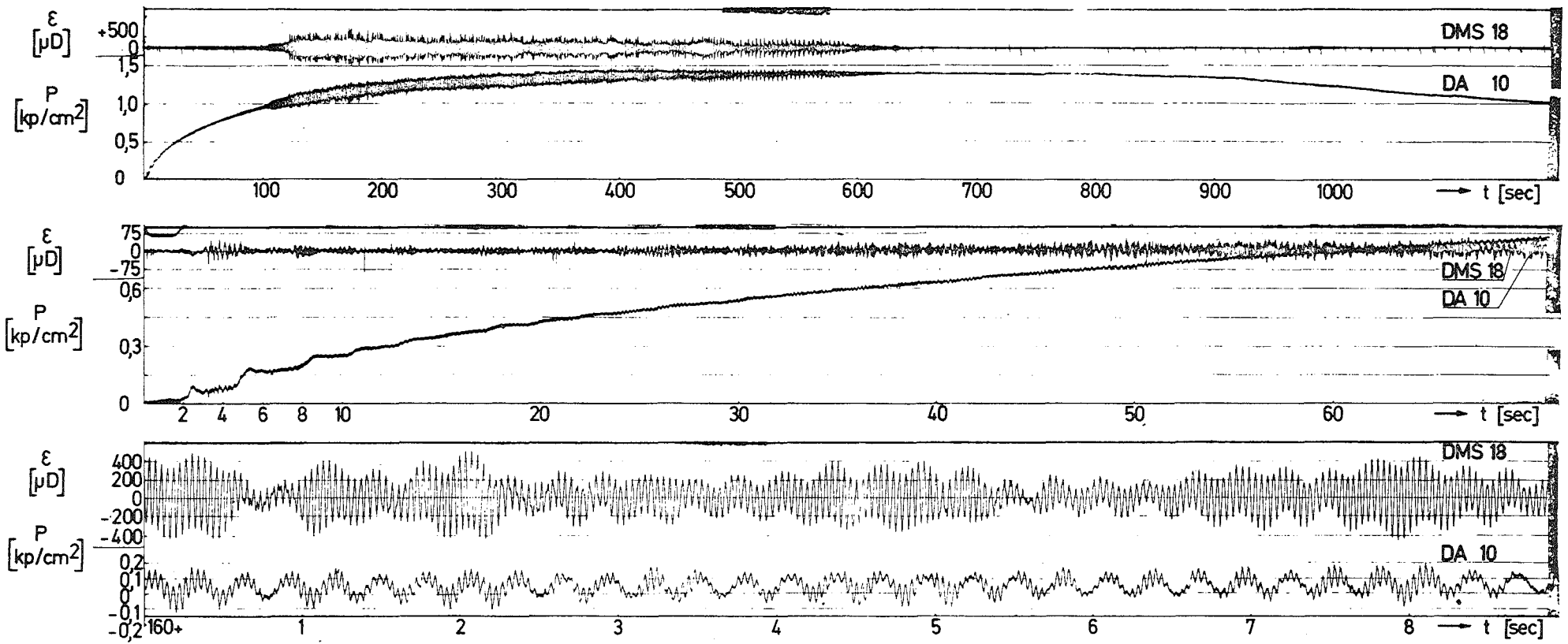


Abb. 4210-1 Typische Oszillogramme, Blowdown Nr. 8

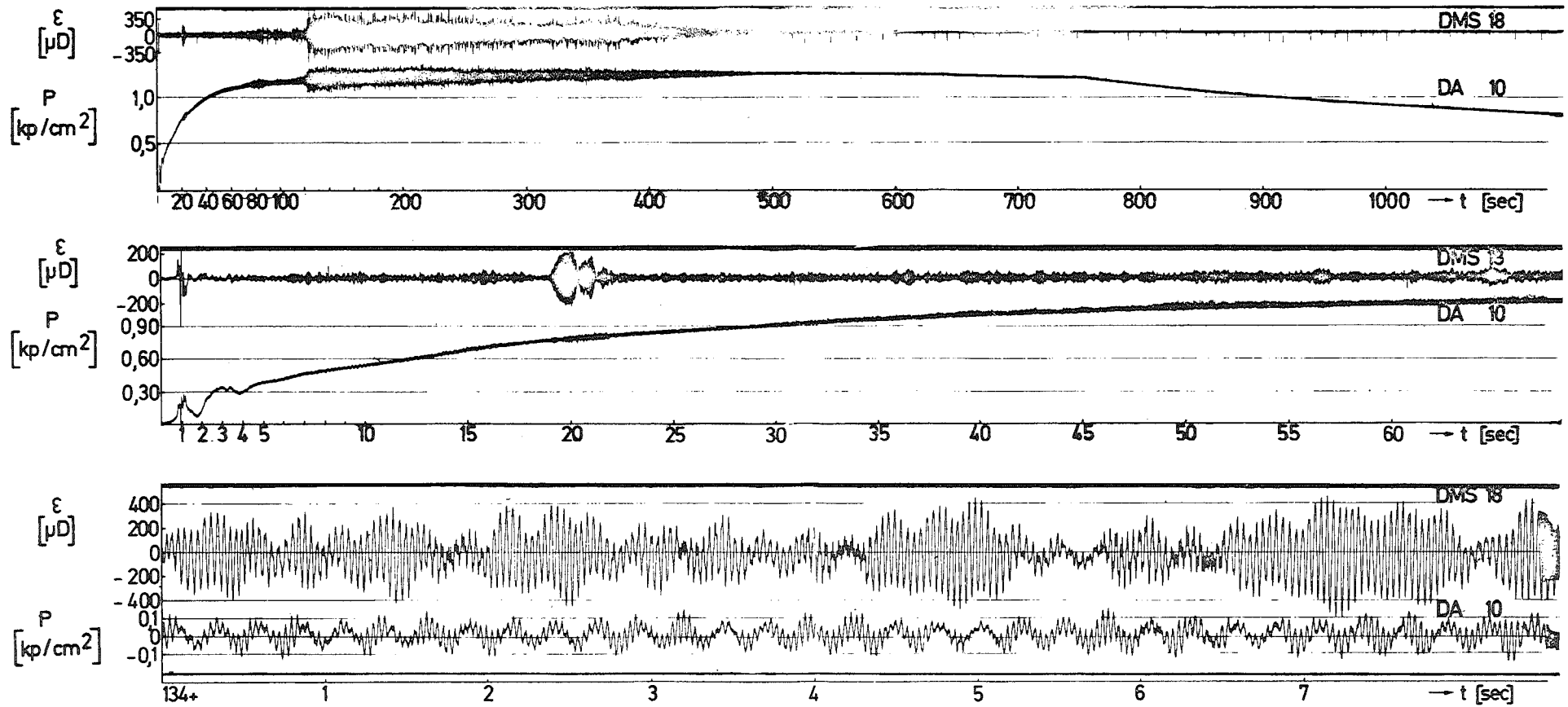


Abb. 4210-2 Typische Oszillogramme, Blowdown Nr.9

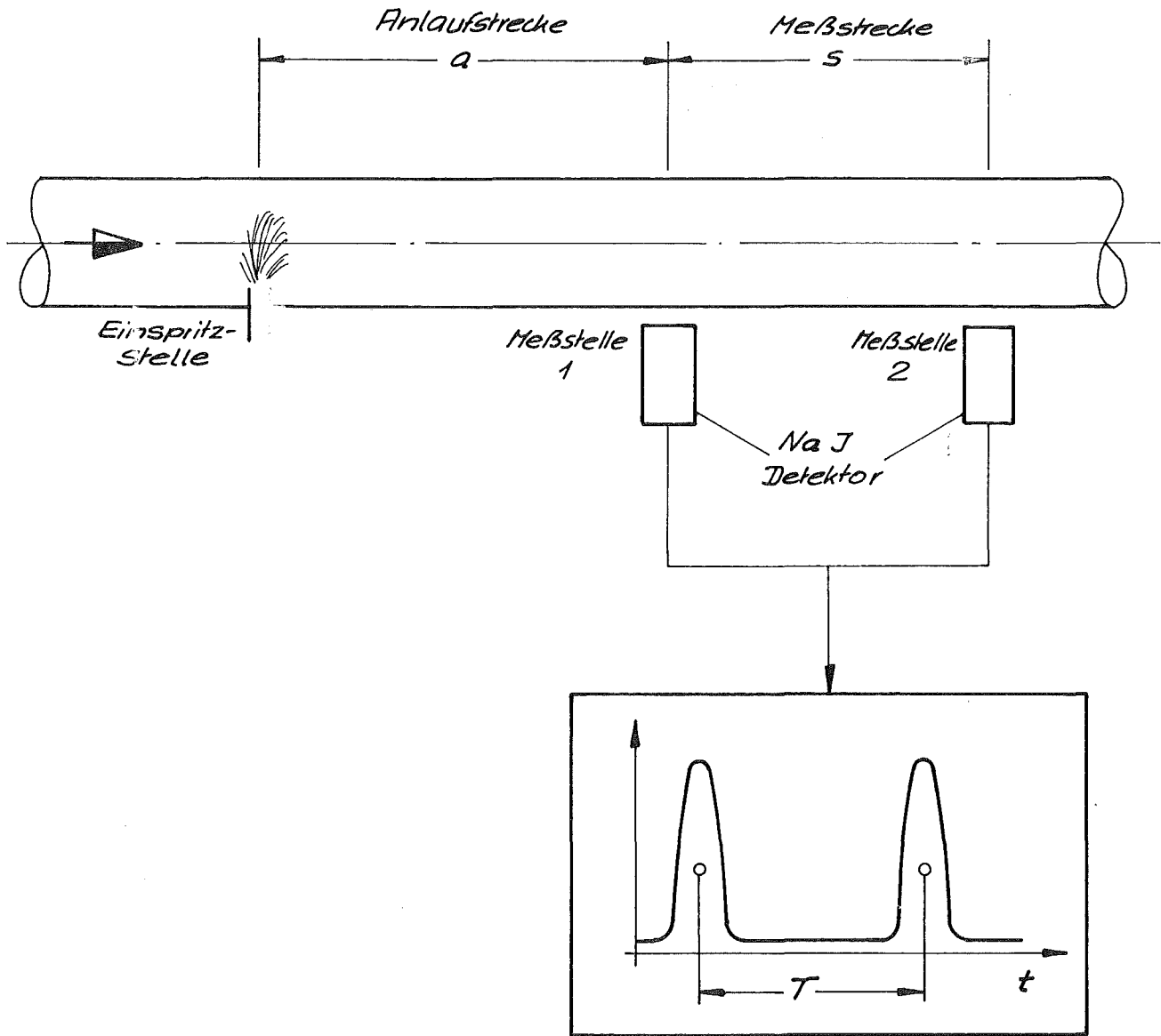


Abb. 4210-3

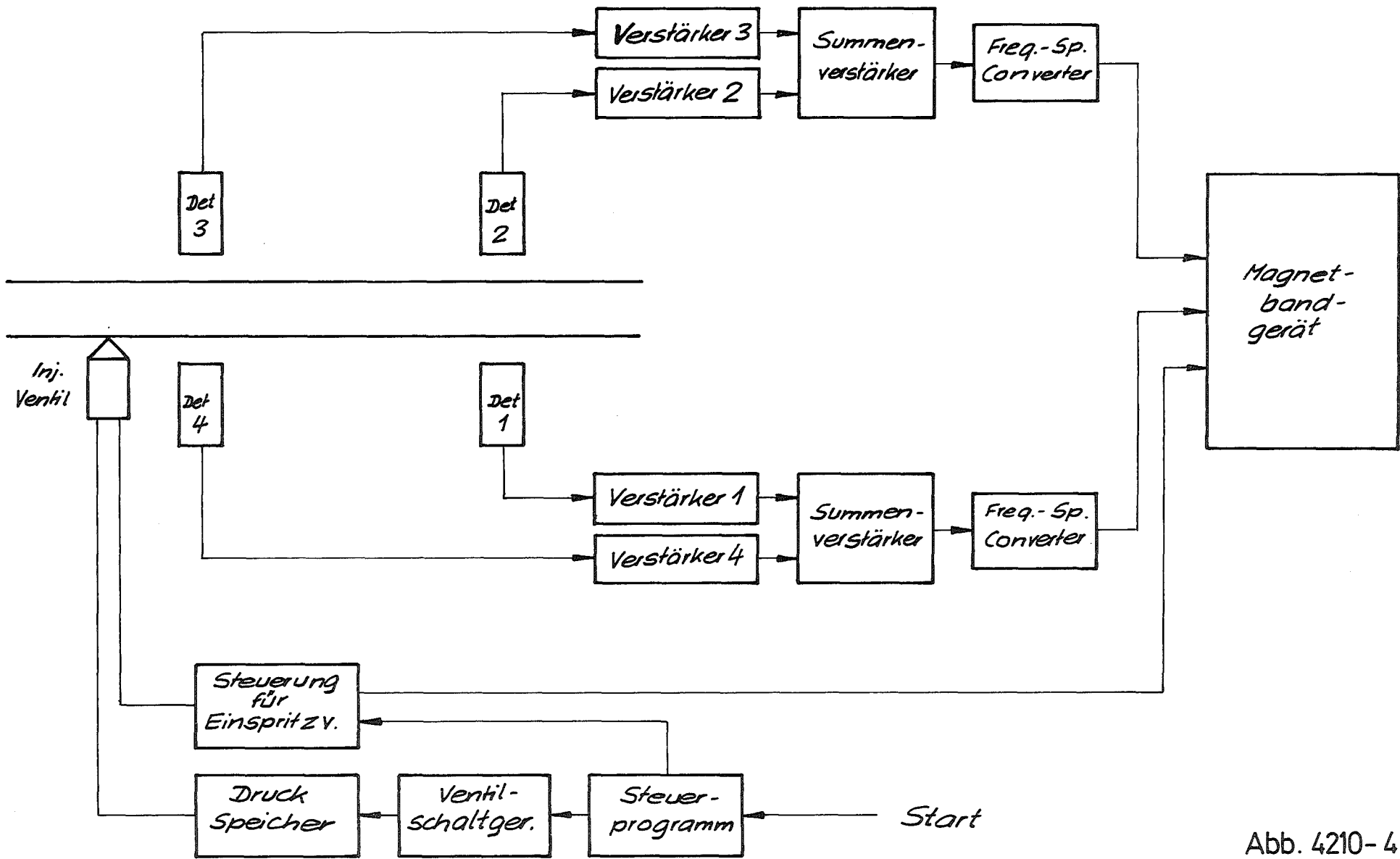


Abb. 4210-4

4220 Zweiphasendynamik

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

4222 Stoßrohrexperimente zur Druckwellenausbreitung in Zweiphasengemischen
(J. Holzinger, Diplomanden, H. Sameith, IRE)

Die Versuche zum Verhalten einzelner Blasen beim Durchgang von Kompressions- und Expansionswellen in Luft/Wasserdampf-Wasser-Blasengemischen wurden fortgeführt. Als Versuchsanlage wurde eine beheizbare Stoßrohranlage aus Glas benutzt. Die Beobachtung der Blasen erfolgte mittels einer Hochgeschwindigkeitskamera.

Es sollte festgestellt werden, wie sich die Blasengröße unter verschiedenen Versuchsbedingungen beim Wellendurchgang ändert und wie die zeitlichen Druckverläufe in Beziehung stehen zu den zeitlichen Änderungen der Blasengröße. Im einzelnen sollte ermittelt werden, wie die Blasengröße als Funktion der Zeit im Zusammenhang steht mit

- dem Druckverhältnis
- der Ausbreitungsgeschwindigkeit und
- dem Profil

der jeweils betrachteten Welle. Als Parameter wurden für die Untersuchungen gewählt:

- Homogenitätsgrad, gekennzeichnet durch den mittleren Blasendurchmesser \bar{d} und den Gasvolumengehalt α ($1 \text{ mm} \lesssim \bar{d} \lesssim 5 \text{ mm}$, $0,1 \% \lesssim \alpha \lesssim 4,5 \%$)
- Berstdruckverhältnis $\frac{p_T}{p_L}$ ($1,04 \lesssim \frac{p_T}{p_L} \lesssim 1,80$)
- Temperatur T ($T \approx 25^\circ\text{C}$ und $T \approx 99^\circ$).

Soweit die Experimente zum Verhalten der Blasen in den Kompressionswellen im Berichtszeitraum ausgewertet werden konnten, scheint sich das folgende Bild abzuzeichnen:

- Die zeitliche Änderung der Blasengröße entspricht qualitativ der zeitlichen Änderung des Druckes in der Kompressionswelle.
- In den Gemischen bei ca. 99°C können die Blasenvolumina durch die Druckwelle stark reduziert werden. Die Reduktion nimmt mit dem Druckverhältnis zu und kann bis zu 95 % des Ausgangsvolumens betragen. Im Gegensatz dazu wurden bei Raumtemperatur Volumenabnahmen von maximal nur etwa 35 % des Ausgangsvolumens festgestellt.
- Die relative Abnahme des Blasenvolumens - bezogen auf das Anfangsvolumen - kann mit Geschwindigkeiten bis zu 235 %/ms erfolgen.
- Die Abnahmegeschwindigkeit der Blasengröße steigt mit wachsendem Druckverhältnis.

4230 Notkühlung von LWR

Theoretische und experimentelle Untersuchungen zum Brennstabversagen und zur Auswirkung des Brennstabversagens auf die Wirksamkeit der Kernnotkühlung

Beim Kühlmittelverlustunfall eines LWR soll durch die eingebauten Notkühl-systeme mit größtmöglicher Sicherheit gewährleistet werden, daß die Brennstabhüllrohre als erste Sicherheitsbarriere für Brennstoff und Spaltprodukte intakt bleiben.

Im Rahmen des umfangreichen Forschungsprogramms der Bundesregierung zur Kernnotkühlung von LWR sind daher die Untersuchungen des PNS zum Brennstabversagen von hoher Priorität.

In Abhängigkeit vom Ausmaß ihrer Versprödung (infolge der bei höheren Temperaturen beschleunigt ablaufenden Reaktion von Zircaloy mit O_2) dehnt sich die Hülle wegen der bei Temperaturanstieg nachlassenden Festigkeit des Werkstoffes plastisch unter dem Einfluß des Innendrucks. Durch die Dehnung der Hülle, die im allgemeinen auf einen axial kleinen Bereich beschränkt ist (Aufblähen, Ballooning), wird der den Brennstab umgebende Kühlkanal verengt oder ganz verschlossen, so daß die Wirkung einer einsetzenden Notkühlung beeinträchtigt werden kann. Die Dehnung kann bis zum Bruch der Hülle gehen, wodurch einerseits die angesammelten Spaltprodukte (und evtl. Brennstoff) austreten können, andererseits aber auch Kühlwasser ins Stabinnere eintreten und dort sowohl mit dem heißen Brennstoff als auch mit der Innenseite der Hülle chemisch reagieren kann.

Für die Auslegung von Notkühl-systemen und den rechnerischen Nachweis ihrer Funktionstüchtigkeit ist es erforderlich, die Versagensmechanismen der Brennstabhüllrohre zu kennen. Vor allem müssen die Grenzwerte der maßgebenden Parameter, bei deren Überschreiten die Hülle versagt, quantitativ bekannt sein, ebenso das Ausmaß des Versagens, wenn diese Grenzen überschritten sind, und die Rückwirkung des Brennstabversagens auf die Wirksamkeit der Kernnotkühlung.

In den gegenwärtigen LOCA- und ECCS-Codes fehlt z.Z. noch ein Brennstabversagensmodul, der eine dem Problem angemessene mathematische Beschreibung des Brennstabversagens und dessen Auswirkungen auf die Wirksamkeit der Notkühlung in einem postulierten Kühlmittelverlustunfall ermöglicht.

Die im folgenden beschriebenen experimentellen Forschungsvorhaben von IMF, IRB, IRE und RBT sowie die theoretischen Untersuchungen, die in enger Zusammenarbeit mit dem IKE/Stuttgart durchgeführt werden, sollen dazu beitragen, diese Wissenslücke zu schließen.

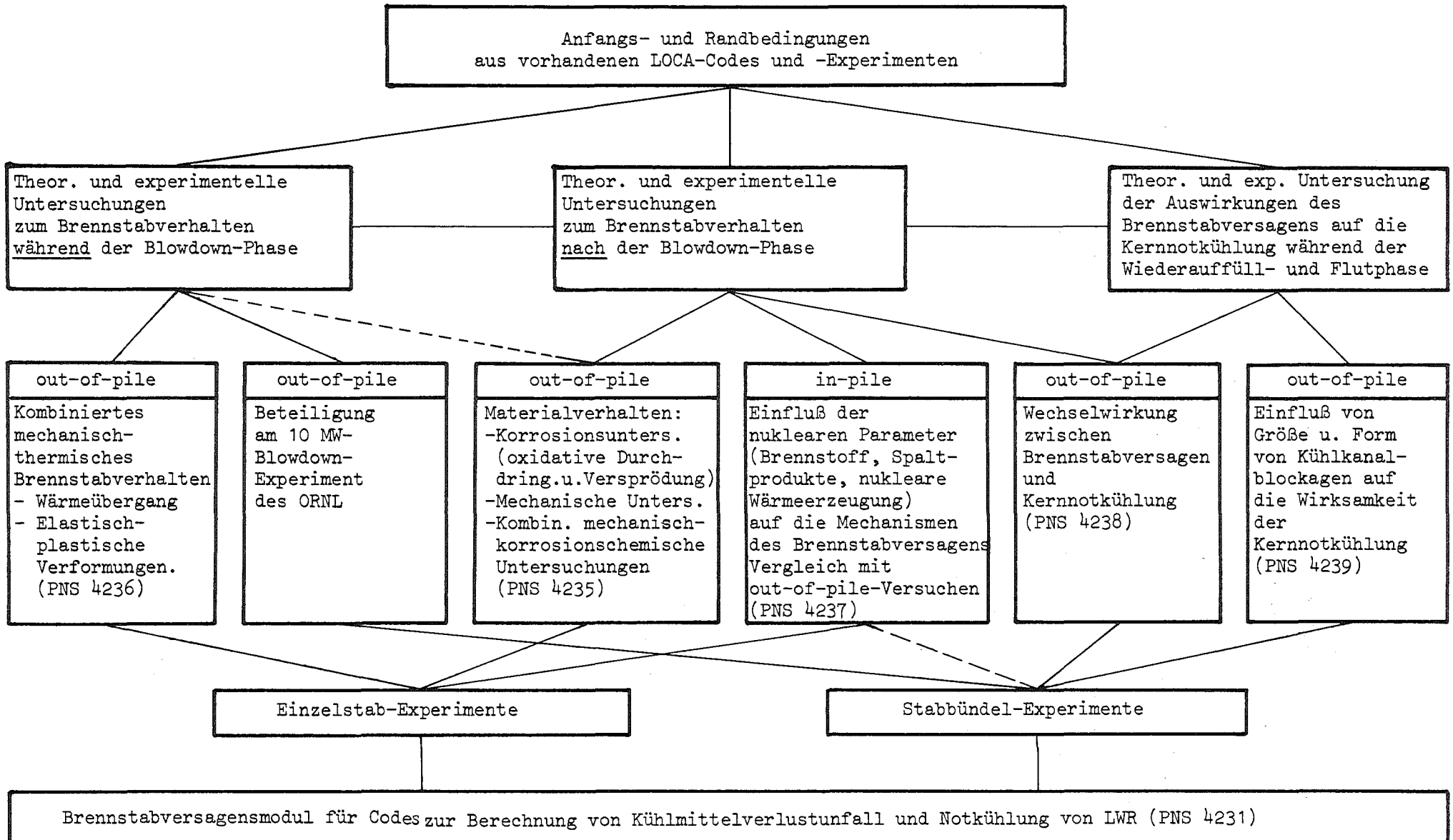
Die GfK-Vorhaben zur Kernnotkühlung (Abb. 4230-1) sind voll in das Gesamtprogramm Reaktorsicherheit integriert und werden im Sachverständigenkreis "Kernnotkühlung", in dem auch das PNS vertreten ist, zur Diskussion gestellt. Dieser Sachverständigenkreis hat auch die Ankopplung der theoretischen Vorhaben des IKE/Stuttgart an das experimentelle Programm des PNS empfohlen.

Intern werden die geplanten Untersuchungen von einer PNS-Arbeitsgruppe "Kernnotkühlung" betreut, die aus Vertretern des IRE, IRB, IMF, RBT und PNS-PL zusammengesetzt ist. Im Berichtszeitraum hat diese Arbeitsgruppe ein "Memorandum zur Situation der Kernnotkühlung von LWR in USA" abgeschlossen⁺⁾ . Sie war mit einem Vortrag auf dem CREST Specialist Meeting on EMERGENCY CORE COOLING FOR LIGHT WATER REACTORS (18. - 20. Oktober 1972) in München vertreten [1] und arbeitet zur Zeit an dem "Statusbericht Kernnotkühlung" mit, der gemeinsam vom IRS, LRA und GfK erstellt wird.

Die Hauptarbeit der Arbeitsgruppe richtet sich jetzt auf die Spezifizierung der geplanten Experimente.

⁺⁾ G. Class, A. Fiege, M. Fischer, G. Hofmann, E. Karb, S. Leistikow:
"Memorandum zur Situation der Kernnotkühlung von LWR in USA"
Sept. 1972
unveröffentlicht

Abb. 4230-1: Untersuchungen des PNS zum Brennstabverhalten beim Kühlmittelverlustunfall und dessen Auswirkungen auf die Notkühlbarkeit des Reaktorkerns



4231 Theoretische Untersuchungen zum Brennstabversagen beim Kühlmittelverlustunfall (D. Kirsch, IRE)

Neben umfangreichen analytischen Arbeiten zur Auslegung und Auswertung der geplanten Experimente, die zum Teil mit vorhandenen Codes, wie RELAP-III und THETA 1-B, durchgeführt werden sollen, zum Teil aber auch die Entwicklung besserer Detailmodelle für den beheizten Kernbereich beinhalten, sollen vom IRE der GfK in enger Zusammenarbeit mit dem IKE/Stuttgart theoretische Untersuchungen durchgeführt werden, die die Erstellung eines Codesystems zur Beschreibung des LWR-Brennstabverhaltens beim Kühlmittelverlustunfall zum Ziel haben.

Die Entwicklung des kompletten Brennstabversagensmodells wird in drei Schritten erfolgen, wobei ein wichtiger Entscheidungspunkt hinsichtlich des weiteren Vorgehens nach Abschluß des nachfolgenden Punktes 1. liegt:

1. Entwicklung eines Rechenmodells für die quantitative Beschreibung des dynamischen Verhaltens eines einzelnen LWR-Brennstabes beim LOCA, insbesondere Vorausberechnung von Zeitpunkt, Ort und Ausmaß der Werkstoffdehnung (Ballooning).
2. Entwicklung eines Rechenmodells für das Verhalten eines Brennstabbündels beim LOCA unter Einschluß von Hüllrohrverformungen und unter Berücksichtigung der gegenseitigen Beeinflussung der Brennstäbe.
3. Vorausberechnung der Auswirkungen von Kühlkanalblockagen infolge duktilen Brennstabversagens auf die Wirksamkeit der Kernnotkühlung.

Vorbereitende Arbeiten, insbesondere Literaturlauswertung, Stoffwertstudien und Implementierung geeigneter Rechenprogramme, z.B. RELAP-III und THETA 1-B, auf der CDC 6600 der Uni Stuttgart wurden vom IKE begonnen und sind zum Teil abgeschlossen.

Der Vertrag, der die Zusammenarbeit zwischen PNS und IKE regelt, tritt Anfang 1973 in Kraft. Er ist zunächst auf 2 Jahre (bis Ende 1974) befristet. In dieser Zeit werden vor allem die begleitenden analytischen Arbeiten zur Auslegung der Experimente und die Entwicklung des Rechenmodells für einen Einzelstab im Vordergrund stehen (Punkt 1).

Der terminliche Ablauf der IKE-Arbeiten wird dabei wesentlich durch den Terminplan der Karlsruher Experimente bestimmt.

4235 Untersuchungen zum Materialverhalten beim Kühlmittelverlustunfall
(M. Boček, S. Leistikow, IMF)

Auf der Basis einer sorgfältigen Literaturstudie über den internationalen Kenntnisstand über das duktile und spröde Verhalten von LWR-Hüllmaterial unter den Bedingungen eines Kühlmittelverlustunfalles wurde ein eigenes Versuchsprogramm erarbeitet und mit ersten apparativen Vorbereitungen begonnen.

Das geplante Versuchsprogramm umfaßt:

1. Heißdampf-Korrosionsversuche an Zircaloy-Hüllmaterial

Untersuchungsziel für die Korrosionsversuche in Heißdampf ist die Durchführung von Korrosionsreaktionen mit nachgeordneter mechanischer Prüfung von Restduktilität und Festigkeit an Rohrmaterial:

- Demonstration maßstäblicher transienter Temperaturverläufe mittels Hochtemperaturöfen und Methoden induktiver Beheizung.
- Unter transienten Bedingungen der Arbeitstemperatur:
 - Einseitiger und beidseitiger Oxidationsangriff durch Dampf, 1 at.
 - Einseitiger und beidseitiger Oxidationsangriff durch Dampf bei konstantem, bzw. mit Temperatur ansteigendem Innendruck.
- Maßstäbliche Abschreckung aus hohen Temperaturen.
- Messung der Restduktilität und Festigkeit nach Korrosion und deren Zuordnung zu metallographisch ermittelten Schichtdicken der oxidativen Durchdringung.

2. Untersuchungen zum mechanischen Verhalten von Zircaloy

Abgesehen von mechanischen Tests, die die Korrosionsversuche begleiten sollen, sind zunächst folgende weitere Untersuchungen zum mechanischen Verhalten von Zircaloy geplant:

- Einfluß schneller Temperaturänderungen auf die Textur von Hüllrohren.

- Beeinflussung der Kurz- und Langzeitfestigkeit durch schnelle Temperaturänderungen.

Unter "schnellen" Temperaturänderungen sind zeitliche Temperaturverläufe zu verstehen, so wie sie beim LOCA erwartet werden.

3. Kombinierte mechanisch-korrosionschemische Untersuchungen

Ziel ist die Überlagerung von oxidativem Angriff unter 1 at Heißdampf und mechanischer Spannung von Rohrmaterial in unterschiedlichen Temperatur-Zeit-Verläufen und über verschiedene End-Innendrucke des Hüllmaterials berechnete Spannungs-Zeit-Funktionen.

Als Versuchsanlage zur Durchführung der kombinierten chemischen und mechanischen Untersuchungen ist die Kombination einer Zerreißmaschine mit einem dampfdurchspülten Reaktionsgefäß aus Quarz möglich (Abb. 4230-2). Die im Reaktionsgefäß (Abb. 4230-3) befindliche Probe wird induktiv beheizt, durch Dampfeinlaß korrodiert und durch die über Durchführungen mit Gewindeköpfen verbundene Zerreißmaschine belastet.

Die Temperaturmessung muß wegen der Eutektika-Bildung mit den Thermoelementmaterialien durch ein Pyrometer erfolgen.

Die Temperatursteuerung erfolgt über einen Programmregler.

Als Dampfquellen für kurzzeitige Laboratoriumsversuche an Zirkonium-Legierungen können die vorhandenen Siedegefäße, Überhitzersysteme und Hochdruckautoklaven benutzt werden; die erforderlichen Versuchsstrecken mit Rezipienten und Beheizung müssen neu konzipiert und beschafft werden.

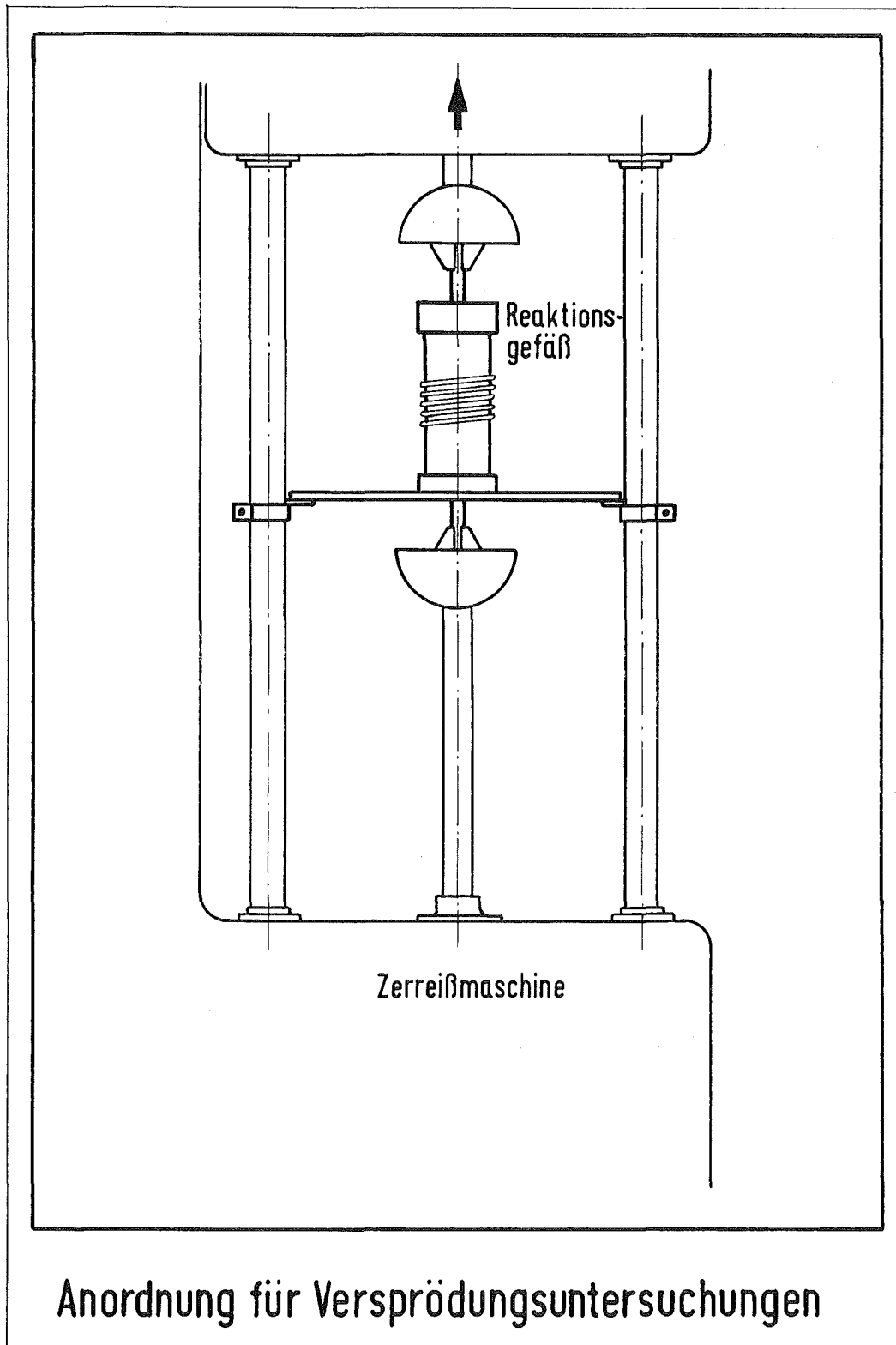


Abb. 4230- 2

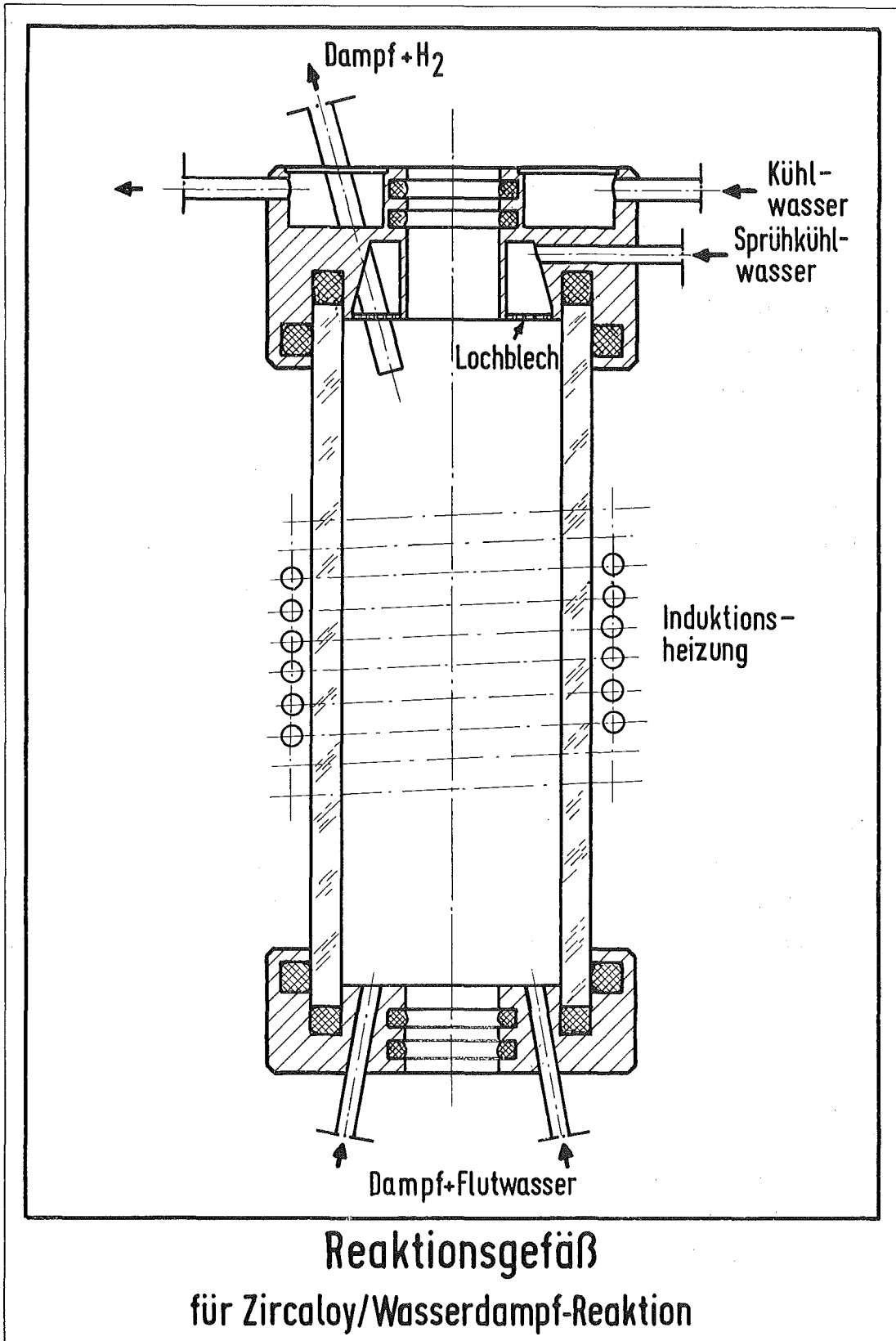


Abb. 4230 - 3

4236 Untersuchung zum Brennstabversagen in der Blowdown-Phase eines
 Kühlmittelverlustunfalles
 (G. Class, U. Hitzschke, IRE)

Bei der Betrachtung des Brennstabverhaltens beim Kühlmittelverlustunfall von LWR lassen sich mehrere aufeinanderfolgende Phasen unterscheiden: Die erste Phase (Blowdown-Phase) ist beendet, wenn der Druckausgleich zwischen dem Primärsystem und dem Containment stattgefunden hat. Die zweite und dritte Phase (Refill- und Reflood-Phase) beziehen sich auf das Wiederauffüllen des unteren Plenums im Reaktordruckbehälter mit Notkühlwasser sowie auf das Wiederfluten des Reaktorkerns.

Die bisher in der BRD und in den USA durchgeführten Analysen und Experimente haben ergeben, daß die Hüllrohrtemperatur der Brennstäbe bis zum Wirksamwerden der Notkühlung zwei Temperaturmaxima durchläuft. Hierbei ist bisher die wichtige Frage noch ungeklärt, ob die Hüllrohrtemperaturen des ersten Maximums, wie sie bei Druckwasserreaktoren bereits in der Blowdown-Phase zu erwarten sind, zu einem Verformen oder Bersten der Hüllrohre führen können. Wichtig ist im Hinblick auf die nachfolgenden Phasen des Unfallverlaufes, ob durch starke Verformungen bedingte örtliche Kühlkanalblockagen entstehen oder ob durch ein relativ schwaches Abheben der Hülle vom Brennstoff der Wärme fluß zum Kühlmittel zeitweilig beeinträchtigt wird. In diesem Fall würde die mittlere Brennstabtemperatur zu Beginn der Refill-Phase gegenüber dem Fall ungestörten Brennstabverhaltens merklich erhöht sein, so daß die Anfangsbedingungen für die anschließende Core-Heatup-Phase ungünstiger wären.

Diese Fragen können nicht ausschließlich auf der Basis theoretischer Betrachtungen beantwortet werden, sondern bedürfen der experimentellen Klärung. Vom IRE wurde daher die Ausarbeitung und Spezifikation eines entsprechenden Versuchsvorhabens in Angriff genommen; es ist vorgesehen, daß im Laufe des Jahres 1973 von RBT die Konstruktion der Versuchsanlage durchgeführt wird, so daß 1974 mit der Versuchsdurchführung bei RBT begonnen werden kann.

Das zentrale Problem des Versuchsvorhabens ist die Entwicklung eines elektrisch beheizten Simulations-Brennstabes mit folgenden Eigenschaften:

- Zircaloy-Hüllrohr nach Original-Reaktor-Spezifikationen
- Maximale Stableistung kurzzeitig 600 W/cm
- Nachbildung der Speicherwärme des Originalstabes und (ange-
nähert) seiner Maximaltemperatur
- Nachbildung des Innendruckes der Originalstäbe
(Spaltgase und He-Vordruck)
- Nachbildung des instationären Wärmeübergangs Brennstoff-Spalt-
Hülle, insbesondere beim Aufblähen
- Nachbildung der Porosität des Brennstoffes.

Die bisher angestellten Überlegungen und Rechnungen deuten auf gute Aus-
sichten zur Verwirklichung dieser Forderungen hin.

Eine schematische Darstellung der geplanten Versuchsanlage (die Spezifi-
kationen können erst im Laufe des Jahres 1973 erarbeitet werden) zeigt die
Abb. 4230-4. Die Aufgabe dieser Apparatur ist es, für den Simulations-Brenn-
stab die in einem Druckwasserreaktor beim Blowdown (insbesondere Bruch im
kalten Strang zwischen Pumpe und Druckgefäß) herrschenden thermohydraulischen
Bedingungen bereitzustellen. Die Anlage muß soweit instrumentiert werden,
daß die Ähnlichkeit der Blowdown-Abläufe mit den Reaktorverhältnissen anhand
von Rechenergebnissen (z.B. RELAP 3-Code) überprüft werden kann.

Hinsichtlich der theoretischen Betrachtungen zu diesem experimentellen Vor-
haben ist eine Zusammenarbeit mit dem IKE, TU Stuttgart, vorgesehen.

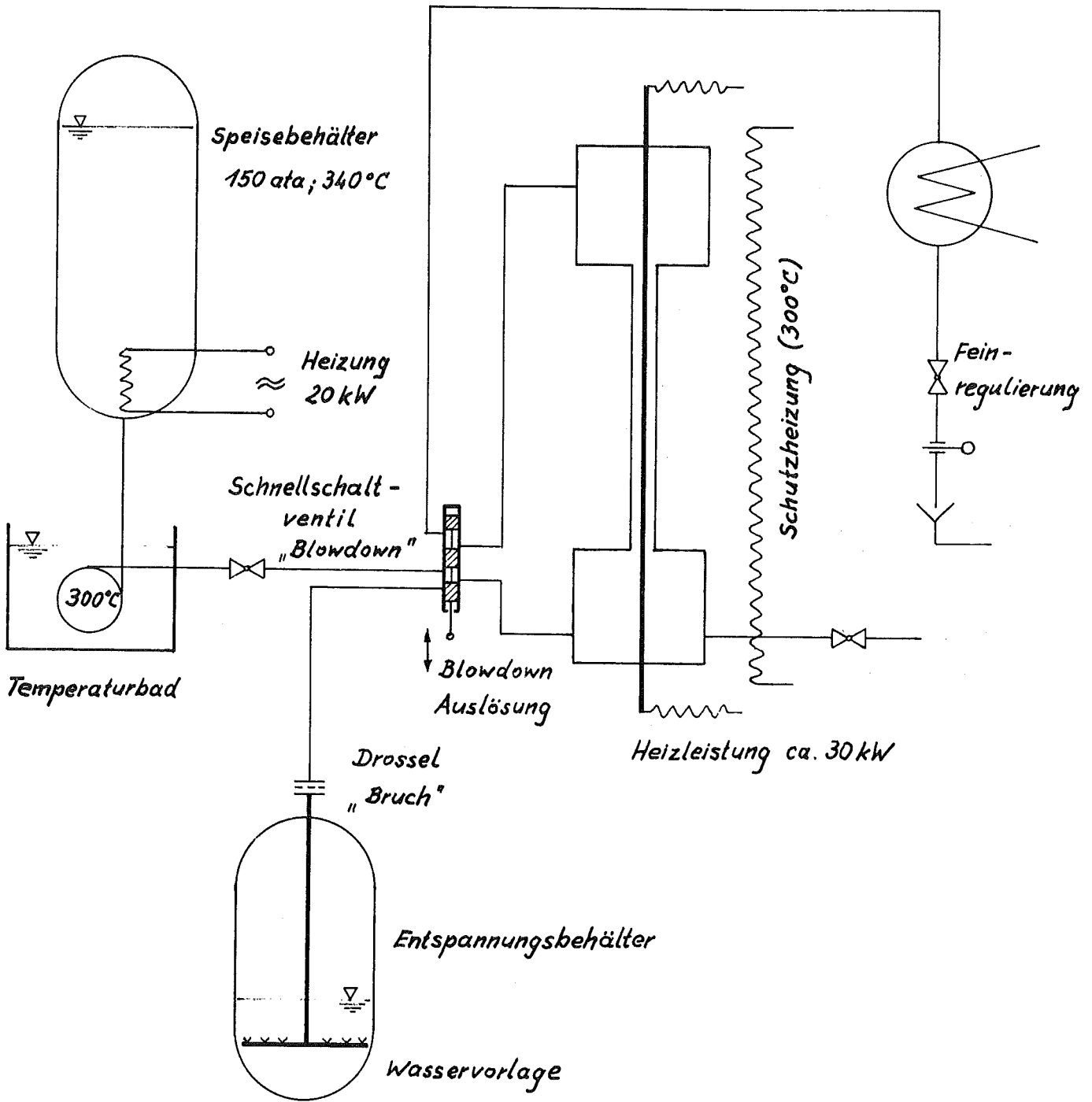


Abb. 4230-4:

Schematische Darstellung der Versuchseinrichtung zur
Untersuchung des Brennstabverhaltens während des Blowdown

4237 Untersuchungen zum Brennstabversagen in der 2. Aufheizphase eines
 Kühlmittelverlustunfalles
 In-pile-Versuche mit Einzelstäben im DK-Loop des FR2
 (E. Karb, Th. Schmidt, L. Sepold, RBT)

Zur qualitativen und quantitativen Bestimmung der Mechanismen des Brennstabversagens bei einem LOCA wurden bisher, vor allem in USA, mehr als 400 Versuche durchgeführt. Der weitaus größte Teil dieser Versuche erfolgte mit unbestrahlten Stäben out-of-pile, einige wenige Versuche mit vorbestrahlten Hüllrohren und nur zwei in-pile in TREAT. Bei diesen in-pile-Versuchen enthielt jeweils nur ein Stab eines Bündels Brennstoff, der vorbestrahlt war, und zwar bis zu dem verhältnismäßig geringen Abbrand von 650 bzw. 2500 MWd/t.

Die durch die normalen Betriebsbedingungen in einem Leistungsreaktor (Bestrahlung, Wasser- bzw. Dampfatmosfera) verursachten Veränderungen des Hüllrohrwerkstoffes und ihr Einfluß auf das Brennstabversagen können als einigermassen geklärt angesehen werden. Es interessiert aber darüber hinaus, ob im Verlauf eines LOCA bei den damit verbundenen Temperaturtransienten Einflüsse des bestrahlten Brennstoffs und der dabei gebildeten Spaltprodukte auf die Mechanismen des Brennstabversagens zu erwarten sind. Wegen des geringen Abbrands und der niedrigen Anzahl von Tests können aus den oben genannten zwei in-pile-Versuchen hierüber keine Aussagen gemacht werden.

Es ist außerdem zu prüfen, ob das wirkliche Verhalten eines LWR-Brennstabes durch elektrisch beheizte Brennstabsimulatoren dann noch repräsentativ nachgebildet wird, wenn nach Überschreiten des DNB auf der Hüllrohraußenseite "film blanketing" auftritt und dann Fragen der Wärmekapazität und des Innendruckes der Brennstäbe eine entscheidende Rolle spielen.

Ziel der geplanten In-pile-Experimente ist daher zunächst die Untersuchung des Einflusses der in Out-of-pile-Versuchen nicht simulierbaren nuklearen Parameter (thermisches und mechanisches Brennstoffverhalten, Einfluß der Spaltprodukte und der Spaltgasfreisetzung aus dem Brennstoff durch Temperaturtransienten und nukleare Wärmezeugung) auf die Mechanismen des Brennstabversagens.

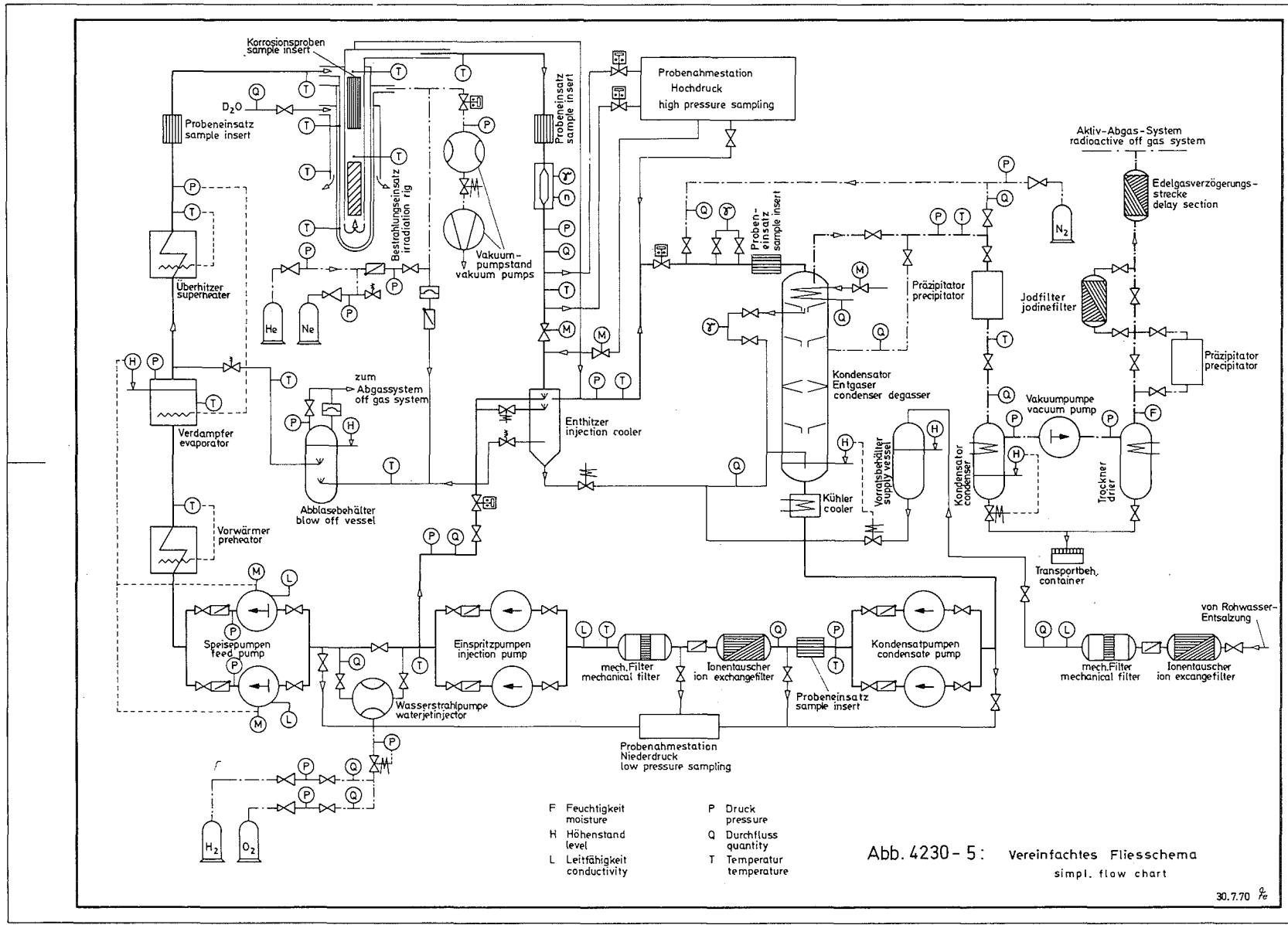
Darüber hinaus soll untersucht werden, ob die Mechanismen des Brennstabversagens unter nuklearen Bedingungen durch naturgemäß weniger aufwendige out-of-pile-Experimente mit ausreichender Genauigkeit simuliert werden können. Um diesen Vergleich zu ermöglichen, sollen im IRB als Referenz zu den in-pile-Versuchen out-of-pile-Versuche unter möglichst ähnlichen thermo- und hydrodynamischen Bedingungen durchgeführt werden. (Vgl. PNS 4238)

Für die Durchführung von In-pile-Experimenten mit Einzelstäben steht das DK-Loop des FR2 zur Verfügung (Abb. 4230-5). Dieser Kreislauf wurde für den Einsatz nuklear beheizter und mit Heißdampf gekühlter Prüflinge mit absichtlich angebrachten Hüllenschäden ausgelegt und ist daher auch für Versuche zum Brennstabversagen, die u.U. bis zum Bersten der Hülle gehen, besonders geeignet.

Die Experimente im DK-Loop werden sich auf die Aufheizphase nach dem Blowdown erstrecken. Bei einem wirklichen LOCA wird zu dieser Zeit die Spaltleistung der Brennstäbe schon weitgehend abgeklungen sein und im wesentlichen nur noch die Zerfallswärme der Spaltprodukte zur Aufheizung beitragen. Diese liegen bei höchstbelasteten Stäben im Bereich zwischen 50 bis 70 Watt pro cm Stablänge. Die Versuche im DK-Loop sollen dementsprechend mit Stableistungen in dieser Größenordnung durchgeführt werden. Nach dem derzeitigen Konzept werden die Teststäbe - ob vorbestrahlt oder unbestrahlt - mit der obengenannten Stableistung zunächst für kurze Zeit bei laufender Heißdampfkühlung betrieben, um Spaltprodukte - vor allem kurzlebige - zu erzeugen und Anfangstemperaturen der Hülle einzustellen, wie sie in Leistungsreaktoren zu Beginn der Aufheizphase herrschen. Zur Einleitung der Temperaturtransiente wird die Heißdampfkühlung dann schnell unterbrochen, während die Reaktor- und damit auch die Stableistung konstant gehalten werden. Die daraus resultierende Aufheizung der Prüflinge ist zwar nicht adiabatisch, da die Temperatur ihrer Umgebung sehr viel langsamer ansteigt, doch zeigen die bisher durchgeführten Rechnungen, daß die konstante Stableistung im Vergleich zu der bei einem wirklichen LOCA nach Reaktorscram abfallenden Restleistung eine gute Annäherung an den entsprechenden Temperaturverlauf bewirkt.

Die Transiente wird beendet entweder durch Einlauf in einen Zustand thermischen Gleichgewichts, durch Reaktorabschaltung oder durch Wiedereinschalten der Heißdampfkühlung.

Weitere Varianten des Temperaturverlaufs sind evtl. durch Steuerung der Reaktorleistung und/oder des Kühlmitteldurchsatzes erreichbar. Die zu verändernden



- | | | | |
|---|---------------|---|-------------|
| F | Feuchtigkeit | P | Druck |
| | moisture | | pressure |
| H | Höhenstand | Q | Durchfluss |
| | level | | quantity |
| L | Leitfähigkeit | T | Temperatur |
| | conductivity | | temperature |

Abb. 4230-5: Vereinfachtes Fließschema
simpl. flow chart

30.7.70 *pe*

Parameter werden vor allem der Abbrand und evtl. der innere Überdruck im Prüfling sein.

Die Versuche sollen mit unbestrahlten Prüflingen begonnen und mit vorbestrahlten fortgesetzt werden. Die Vorbestrahlung kann ebenfalls im FR2 erfolgen. Hierzu können die Prüflinge entweder in eine der langjährig erprobten Typen von Bestrahlungskapseln eingesetzt werden oder in ein FR2-Brennelement integriert werden, das selbst aus oxidischen Stäben mit Zircaloy-Hülle besteht. Es sind dabei Stableistungen bis zu 500 W/cm erreichbar.

4238/39 Theoretische und experimentelle Untersuchungen zur Auswirkung von Kühlkanalblockagen auf die Kernnotkühlung
(G. Hofmann, K. Wiehr, IRB)

Während der Wiederauffüllphase der Kernnotkühlung wird durch Einspeisung von Wasser der Aufheizvorgang des Cores beendet und die Abkühlung und Wiederbenetzung der Hülle ermöglicht. Beim Fluten eines Druckwasserreaktors bleibt das Core nach dem Ende des Blowdown ungekühlt, bis das Flutwasser das untere Plenum des Druckbehälters gefüllt und das untere Ende des Cores erreicht hat. Wenn der Dampffilm, der zunächst die Benetzung des überhitzten Hüllrohrs verhindert, zusammengebrochen ist, beginnt eine intensive Verdampfung im untersten Abschnitt des Cores. Der entstehende Dampf strömt gegen den Strömungswiderstand der Kreislaufkomponenten durch das Core nach oben ab und reißt Wassertropfen mit sich, die neben der Dampfströmung zur Kühlung im oberen Teil des Cores beitragen.

Eine teilweise oder völlige Blockage von Kühlkanälen durch Aufblähen der Hüllen vor oder während der Flutphase kann die Kühlwirkung reduzieren und dadurch einerseits zum Überschreiten maximal zulässiger Hüllrohrtemperaturen mit folgender Zircaloy-Wasser-Reaktion und andererseits zur Eskalation des Vorgangs durch Vergrößerung der Blockage führen. Das Ausmaß der Blockage und die Kühlwirkung im Bereich der Blockage beeinflussen sich damit gegenseitig.

Da von einem Versagen zunächst nur ein Teil der am höchsten belasteten Brennstäbe betroffen ist, so daß Blockagen nur an einzelnen Stellen des Cores

entstehen, dort allerdings in mehreren benachbarten Kanälen möglich sind, entstehen für das Kühlmittel parallele Strömungswege mit verschieden großem Widerstand, die bei dem offenen Core des Druckwasserreaktors in jeder axialen Ebene untereinander in Verbindung stehen. Dieses System paralleler Widerstände ist mit den Strömungswiderständen im Primärkreislauf in Reihe geschaltet und bestimmt mit ihnen zusammen den Gesamtdurchsatz des Notkühlwassers und die Strömungsverteilung im Core.

Zur Untersuchung der Auswirkung von Kühlkanalblockagen auf die Notkühlung wurden bisher in den USA Experimente an maßstäblichen Bündeln aus 49 und 100 Stäben mit gelochten Platten als Blockagen durchgeführt. Eine Analyse der vorhandenen Literatur ergab, daß die Ergebnisse der genannten Experimente nicht uneingeschränkt auf die Verhältnisse im Reaktor übertragbar sind, weil der in den ungestörten Kanälen die Blockage umströmende Kühlmittelstrom zu wenig berücksichtigt wurde, die Form der Blockage wenig Ähnlichkeit mit der im Reaktor zu erwartenden hatte und der Einfluß des Primärkreises auf den Notkühlvorgang nicht simuliert wurde; die Deutung des Einflusses der Blockage auf die Kühlwirkung machte Schwierigkeiten. Daraus resultiert der Vorschlag für ein eigenes Forschungsprogramm mit folgenden Schwerpunkten:

- Untersuchungen zur Wechselwirkung zwischen Brennstabversagen und Kernnotkühlung in der Wiederauffüll- und Flutphase eines Kühlmittelverlustunfalles (PNS 4238)
-

In den bisher vorliegenden Experimenten wurde das Versagen der Brennstabhülle und die Wirkung der beschädigten Hülle auf die Notkühlung jeweils mit idealisierten Randbedingungen für den zeitlichen Temperaturverlauf bzw. die Art der Blockage nur getrennt voneinander untersucht. Um die Wechselwirkung zwischen dem Versagen der Hülle und dessen Auswirkung auf die Kühlung, wie sie im Reaktor auftreten, zu untersuchen, soll in Experimenten mit elektrisch beheizten Brennstabsimulatoren, die eine Zircaloy-Hülle besitzen, unter Innendruck stehen und auch in den thermischen Eigenschaften möglichst weitgehend den Brennstäben entsprechen, unter definierten reaktor-spezifischen Kühlbedingungen die Wechselwirkung beobachtet und, soweit möglich, meßtechnisch verfolgt werden. Mit diesem Versuch soll die Verbindung

zwischen den materialkundlichen und den thermodynamischen Untersuchungen zum Brennstabversagen während der Notkühlung hergestellt werden. Für die erforderliche Versuchsanlage läßt sich ein großer Teil des vorhandenen "Verdampferloops" des IRB verwenden. Die Neuinvestitionen enthalten im wesentlichen die neue Teststrecke und einige für die Versuchsdurchführung spezielle Meß- und Regeleinrichtungen.

Zu den im DK-Loop des FR2 von RBT vorgesehenen In-pile-Versuchen am Einzelstab (PNS 4237) sollen vergleichende Out-of-pile-Versuche durchgeführt werden. Dazu werden die speziellen thermodynamischen und strömungstechnischen Versuchsbedingungen des DK-Loops nachgebildet.

Die Teststrecke der Versuchsanlage wird für diese Untersuchung durch das Modell derjenigen des in-pile-Versuchs ersetzt.

- Untersuchungen zum Einfluß der Größe und Form von Kühlkanalblockagen auf die Kernnotkühlung in der Flutphase eines Kühlmittelverlustunfalles (PNS 4239)
-

Das Aufblähen und Versagen der Brennstäbe ergibt Versperrungen unterschiedlicher Form in einzelnen Kühlkanälen bzw. Kanalgruppen. Es soll in out-of-pile-Simulations-Experimenten mit elektrisch beheizten Brennelementen untersucht werden, wie die Wirksamkeit der Notkühlsysteme von solchen unterschiedlichen Versperrungen in parallelen Kühlkanälen beeinflußt wird. Das Ziel ist die Erfassung der Strömungs- und Wärmeübergangsverhältnisse durch Rechenmodelle. Zur Untersuchung des Einflusses von Form und Ausmaß möglicher Blockagekonfigurationen auf die Wirksamkeit der Notkühlsysteme sind im IRB Experimente in kleineren, der optischen Beobachtung gut zugänglichen und bezüglich der Blockagekonfiguration leicht variablen Stabanordnungen geplant. Da die Kühlwirkung hinter der Blockage wesentlich von der Strömungsgeschwindigkeit, dem Wassergehalt und dem Zerstäubungsgrad des Wassers in der Zweiphasenströmung abhängen, werden die damit zusammenhängenden Phänomene zunächst an einer mit Teilblockagen versehenen und von schutzbeheizten Glaswänden begrenzten Stabreihe von voller Brennelementlänge identifiziert; insbesondere das Verhalten der Tropfen an der Blockage und bei deren Umströmung wird untersucht, die Kühlwirkung hinter der Blockage wird über die Wandtemperatur bestimmt. Danach ist eine Erweiterung auf Anordnungen

mit mehreren Stabreihen geplant. Zur Auswertung und Deutung der Versuchsergebnisse werden die Wärmespeicher- und Wärmeleitvorgänge in den Stäben und den benetzten Konstruktionsteilen rechnerisch analysiert.

Diese Versuche sind eine wesentliche Voraussetzung für die Auslegung und Interpretation großer Performance-Tests, bei denen mit einem genügend großen Bündel mit definierten Blockagen und mit simuliertem Primärkreis das Zusammenspiel aller beim Notkühlvorgang auftretenden Strömungswiderstände nachgebildet wird, um eine reaktorähnliche zeitliche und örtliche Verteilung des Durchsatzes zu erhalten. Im Rahmen einer bereits vorliegenden Abstimmung mit der Firma Siemens/Erlangen sollen diese großen Performance-Tests bei Siemens in einem vorhandenen Notkühlprüfstand für DWR-Bündel mit 340 Stäben, der noch eine Umwälzschleife erhalten soll, durchgeführt werden.

Eigene Veröffentlichungen:

[1] G. Class, A. Fiege, M. Fischer, G. Hofmann, E. Karb, S. Leistikow:
"Investigations on Fuel Rod Failure during a Loss-of-Coolant Accident
in Consideration of ECCS-Criteria"
Vortrag CREST Specialist Meeting on Emergency Core Cooling for Light
Water Reactors
München, 18. - 20.10.1972

4240 Coreschmelzen

4243 Versuche zur Erfassung und Begrenzung der Freisetzung von Spalt- und Aktivierungsprodukten beim Kernschmelzen

(H. Albrecht, C. Keller, D. Perinic, Th. Schmidt)

Den Ausgangspunkt der Untersuchungen bildet ein hypothetischer Reaktorunfall, bei dem das primäre Kühlsystem ausfällt und außerdem alle Notkühleinrichtungen versagen. Das im Brennstoff gebildete Inventar an radioaktiven Spalt- und Aktivierungsprodukten weist noch einige Stunden nach diesem Zeitpunkt eine so hohe Zerfallsleistung auf, daß mit einer Erhitzung von großen Teilen des Cores bis über den Schmelzpunkt des UO_2 gerechnet werden muß. Schon während der Aufheizphase, vor allem aber aus der sich bildenden Coreschmelze wird ein großer Teil der aktiven Stoffe freigesetzt. Wenn der Druckbehälter durch die Schmelze zerstört wird oder aus anderen Gründen ein größeres Leck aufweist, gelangen diese Stoffe in das Reaktorgebäude und stellen dann eine erhebliche Kontaminationsgefahr für die Umgebung dar.

Um Aussagen über die radiologischen Folgen eines solchen Unfalls zu erhalten, sollen quantitative Untersuchungen über die Freisetzung aus erhitzten Brennstab-Prüflingen und aus einer Kernschmelze durchgeführt werden. Außerdem sollen Maßnahmen entwickelt werden, mit deren Hilfe sich die Freisetzung aus der Schmelze verringern läßt.

Diese Thematik ist Bestandteil des Coreschmelzen-Forschungsprogramms des BMFT.

Vor der Ausarbeitung eines definitiven Versuchsprogrammes war es zunächst erforderlich, eine Literaturlauswertung vorzunehmen und eine Konzeptstudie für die Versuche anzufertigen.

Ergebnisse der Literaturlauswertung⁺ [1]:

Die wichtigsten Versuche zur Spaltprodukt-Freisetzung wurden in den Jahren 1961-1966 von Parker et al. sowie von Browning und Miller in Oak Ridge durchgeführt.

⁺H. Albrecht:

Beschreibung der ORR- und TREAT-Versuche zum In-pile-Schmelzen von UO_2 -Proben
unveröffentlicht

Im Temperaturbereich zwischen 1400 ° und 2800 °C, also unterhalb des UO_2 -Schmelzpunktes, wurden dabei Proben bis zu 10 g Gewicht mit verschiedenen Abbränden eingesetzt. Die Aufheizung erfolgte meist induktiv und unter He-Atmosphäre in einem Tiegel aus Tantal bzw. Wolfram.

Zum Studium der Freisetzung aus einer UO_2 -Schmelze wurden zwei verschiedene Methoden der Aufheizung gewählt:

- out-of-pile mit einem Induktionsofen bzw. einer zentralen Beheizung der Proben über einen Wolfram-Widerstand
- in-pile durch die Spaltungsleistung in einem Reaktor

Von den freigesetzten Spaltprodukten wurden die Edelgase, J, Te, Cs, Ru, Sr, Ba und in einigen Fällen auch Ce und Zr quantitativ analysiert. Obwohl für diese Spaltprodukte durch Variation verschiedener Parameter eine relativ große Zahl von Freisetzungsraten gewonnen wurde, sind die Ergebnisse in mehrfacher Hinsicht noch unbefriedigend:

- a) Bei sehr vielen Experimenten wurde das UO_2 entweder ohne Brennstoffhülle oder mit Edelhüllhülle erhitzt, das Mengenverhältnis der Materialien in der Schmelze entsprach in keiner Weise demjenigen einer realistischen Kernschmelze (ungefähr gleiche Anteile von UO_2 und Fe, dazu ca. 10 % Zr und Cr, 6 % Ni ...).
- b) Die weitaus meisten Versuche mußten unter Schutzgasatmosphäre (He) stattfinden, weil der Schmelzofen Wolfram als Hochtemperaturwerkstoff enthielt. Nur bei einigen der ORR- und TREAT-Versuche wurden realistische Atmosphären eingestellt, die aus Luft, Wasserdampf und Wasserstoff verschiedener Zusammensetzung bestanden.
- c) Die Schmelzzeiten wurden nicht systematisch variiert. Sie betragen bei den TREAT-Versuchen höchstens einige Sekunden, bei den ORR-Versuchen mit 2 Ausnahmen immer 5 Minuten.
- d) Die Ergebnisse beziehen sich stets auf die totale Freisetzung der einzelnen Spaltproduktarten bis zu einer bestimmten Temperatur. Für den Be-

reich zwischen 2200 ° und 2800 °C finden sich jedoch fast keine Daten, und oberhalb des Schmelzpunktes von UO_2 konnten nur ungefähre Werte für die erreichten Temperaturen angegeben werden.

- e) Die Freisetzungsdaten von Versuchen unter ähnlichen Bedingungen streuen in vielen Fällen um einige Hundert Prozent. Außerdem wurden in einer Versuchsreihe oft mehrere Parameter gleichzeitig variiert, so daß an den Ergebnissen keine klare Abhängigkeit von einzelnen Parametern erkennbar wird.
- f) Eine ganze Reihe von Spaltprodukt-Elementen, die sicher auch in meßbaren Mengen freigesetzt werden (z.B. Sb, Mo, Nb), wurden überhaupt nicht untersucht.

Vorläufiges Versuchsprogramm⁺⁾

An neu durchzuführende Versuche ist die Hauptforderung zu stellen, daß sie unter möglichst realistischen Bedingungen ablaufen und daß eine Extrapolation auf das Schmelzen eines ganzen Reaktorcores möglich wird.

Zu diesen Bedingungen gehören:

- Verwendung von Brennstab-Prüflingen mit geschlossener Zircaloy-Hülle und Abbrandgraden bis zu einigen Tausend MWd/t
- Zusätze von Strukturmaterial, etwa im Verhältnis 1:1 zum Brennstoff
- Aufheizung und Schmelzen unter einer Atmosphäre von Luft und Wasserdampf verschiedener Zusammensetzung

Da die Versuche einen erheblichen apparativen und meßtechnischen Aufwand erfordern, der größtenteils erst entwickelt werden muß, ist ein 3-Stufen-Programm vorgesehen:

I. Out-of-pile-Versuche mit schwach aktivem Brennstoff

Hierbei soll Brennstoff mit einem künstlichen Spaltproduktgemisch bzw. so

⁺⁾ H. Albrecht, D. Perinic:
Versuche zur Erfassung und Begrenzung der Freisetzung von Spalt- und Aktivierungsprodukten beim Kernschmelzen
unveröffentlicht

niedrigem Abbrand eingesetzt werden, daß keine Heiße Zelle benötigt wird.
Die wesentlichen Ziele dieser Versuche sind:

1. Entwicklung der Meßtechnik für die freigesetzten Produkte (Filterstrecke, quantitative Analyse durch γ -Spektrometrie bzw. chemische Trennungen)
2. Untersuchungen über die Struktur der Schmelze im Tiegel (Mischungsverhalten der Komponenten, Verteilung der Spaltprodukt-Elemente)
3. Vorversuche zur Freisetzung: Ermittlung des freigesetzten Anteils verschiedener Elemente als Funktion der folgenden Parameter:
 - Maximaltemperatur des Brennstoffs
 - Zeitdauer bei dieser Temperatur
 - Atmosphäre (Zusammensetzung, Druck)
 - Anteil des Strukturmaterials

Die wichtigsten zu erfassenden Elemente sind:

I, Cs, Te, Ru, Sb, Cd, Sr, Ce, La, Y, Zr, Nb; Cr, Mn, Fe, Co, Np, Pu

4. Untersuchung des Einflusses verschiedener Zusätze (z.B. SiO_2 oder CaO) auf die Freisetzung aus der Schmelze. Es soll versucht werden, die Durchlässigkeit der obersten Schmelzenschicht für die Spaltprodukte zu verringern und/oder ihren chemischen Zustand und damit ihre Flüchtigkeit zu ändern.

II. Out-of-pile-Versuche mit technisch abgebranntem Brennstoff

1. Messung der freigesetzten Spalt- und Aktivierungsprodukte sowie der Transurane. Neben den in I.3 genannten Parametern ist der Einfluß des Abbrandgrades zu untersuchen.
2. Untersuchung, in welchem Maße sich die Freisetzung der radioaktiven Stoffe durch die in I.4 ermittelten Zusätze zur Schmelze verringern läßt.
3. Vergleich der Ergebnisse von II.1/2 mit denen, die mit simulierten Spaltprodukten erhalten wurden.
4. Bestimmung der Restwärmeleistung der Schmelze. Damit läßt sich eine integrale Aussage über die in der Schmelze verbleibenden radioaktiven Produkte gewinnen.

III. In-pile-Versuche mit Schmelzen durch die Spaltungsleistung im Reaktor

Bei diesen Versuchen liegen Bedingungen vor, die in noch stärkerem Maße denjenigen beim Coreschmelzen-Unfall entsprechen. Das bezieht sich vor allem auf

- die nuklear erzeugte Temperaturverteilung im Brennstoff
- die Anwesenheit des ganzen Spektrums der kurzlebigen Spaltprodukte, die möglicherweise in anderer chemischer Form und Verteilung im Brennstoff vorliegen als die längerlebigen Isotope (zumindest vor dem Schmelzen).

Durch die Abhängigkeit vom Reaktorbetrieb und die geometrische Beschränkung des Versuchseinsatzes ist man bei der Durchführung dieser Versuche allerdings viel weniger flexibel als bei den out-of-pile-Experimenten.

Deshalb stellen die out-of-pile gewonnenen technologischen Erfahrungen eine unentbehrliche Voraussetzung für die in-pile-Versuche dar. Diese sollen hauptsächlich mit dem Ziel durchgeführt werden, zu prüfen, ob und welche Unterschiede bei der Spaltprodukt-Freisetzung und deren Beeinflussung gegenüber den out-of-pile-Versuchen besteht.

Ablauf der Versuche mit vorbestrahltem Brennstoff

Der Brennstoff wird in Form eines Stabbündels, bestehend aus 6 etwa 25 cm langen Prüflingen mit Zircaloy-Hülle, bis zu Abbränden von 15000 MWd/t vorbestrahlt. Die Bestrahlung erfolgt unter D_2O -Zwangskühlung in einem speziellen Reaktoreinsatz, der in eine Brennelementposition des FR2 eingebracht wird. Unmittelbar nach der Bestrahlung wird dieser Einsatz gezogen und zu einer heißen Zelle transportiert. Dort wird ein Brennstabprüfling aus dem Bündel ausgebaut und in einem Kalorimeter als Referenzstab kalibriert. Dadurch läßt sich die gesamte Restwärmeleistung des Prüflings ohne Freisetzungsverluste direkt ermitteln. Der Abbrand wird später radiochemisch bestimmt.

Das restliche Bündel wird in einem Hochtemperaturofen niedergeschmolzen. Zur Abscheidung der freigesetzten Spalt- und Aktivierungsprodukte sowie der Transurane ist dem Ofen eine Kondensationsstrecke und eine Meßfilter-

anlage nachgeschaltet. Die dort niedergeschlagenen Produkte werden mit Hilfe eines γ -Spektrometers (Ge(Li)-Detektor + Vielkanalanalysator) quantitativ bestimmt. Der erstarrte Schmelzkuchen wird nach dem Abkühlen kalorimetriert. Durch Vergleich der dabei erhaltenen Meßkurve mit derjenigen des Referenzpräflings läßt sich das Verhältnis der freigesetzten zur gesamten Restwärmeleistung bestimmen. Dieses Verhältnis liefert zugleich eine integrale Aussage über den relativen Anteil der freigesetzten radioaktiven Produkte.

Nach der Kalorimetrierung soll der Schmelzkuchen noch chemisch und metallographisch analysiert werden.

Technisches Konzept für die einzelnen Komponenten der Anlage

1. Bestrahlungseinsatz:

Der Bestrahlungseinsatz wurde für eine spezifische Stableistung von 500 W/cm thermodynamisch ausgelegt und konstruktiv entworfen.

Durch eine manuelle Drehvorrichtung für das Brennstabbündel wird sichergestellt, daß alle Präflinge trotz des radialen Neutronenflußgradienten im Reaktor den gleichen Abbrand erhalten.

Weil das Bündel möglichst schnell nach der Bestrahlung niedergeschmolzen werden soll, wurde der Reaktoreinsatz für eine schnelle Demontage ausgelegt. Als sicherheitstechnisch kritisch hat sich die Transportoperation in die Heiße Zelle erwiesen, dabei werden nämlich Hüllentemperaturen von ca. 500 °C erreicht.

2. Schmelzofen:

Ein Schmelzofen, in dem sich 2-3 kg Material unter oxidierender Atmosphäre auf 3000 °C erhitzen lassen, erfordert eine technische Neuentwicklung. Als Heizprinzip kommen sowohl eine Induktionsheizung mit Mittelfrequenz als auch eine Wolfram-Widerstandsheizung in Frage.

In beiden Fällen ist außerhalb des Tiegels eine Inertgas-Atmosphäre zum Schutz aller heißen Metallteile erforderlich.

Zur Entwicklung eines geeigneten Tiegelsystems müssen Versuche durchgeführt werden, um zwei Hauptprobleme experimentell zu klären:

- a) Verträglichkeit der Tiegelinnenwand mit UO_2 , Zr und Edelstahl einerseits sowie einem Wasserdampf-Luftgemisch andererseits
- b) Abdichtung des Tiegelraumes gegenüber dem Inertgas-Raum

Diese Versuchen sind für 1973 vorgesehen.

Nach Erstellung einer ersten Ofenspezifikation wurden Kontakte mit Herstellerfirmen aufgenommen.

3. Kalorimeter:

Im Kalorimeter soll die gesamte β -Leistung und mindestens 99 % der γ -Leistung der aktiven Proben erfaßt werden, u.zw.mit einer Genauigkeit von etwa ± 1 %. Technische Gespräche mit Herstellern haben zu einem vorläufigen Angebot geführt, das diese Bedingungen erfüllt. Trotz einer Abschirmmasse von ca. 430 kg soll das angebotene Gerät die verhältnismäßig kleine Zeitkonstante von 150 sec aufweisen. Mit diesem Kalorimeter ist es möglich, die Verteilung der Restwärmeleistung auf die Systeme innerhalb und außerhalb des Brennstoffs um etwa eine Größenordnung genauer zu messen als es die Umrechnung aus der Spaltprodukt-Freisetzungsmessung ermöglicht.

4. Heiße Zelle:

Die Schmelzversuche werden in einer neuen Heißen Zelle in unmittelbarer Nähe des Reaktorkerns durchgeführt. Die Zelle ist in zwei gegeneinander abgeschirmte Arbeitsräume geteilt. In dem einen befindet sich der Schmelzofen, im anderen das Kalorimeter und das γ -Spektrometer.

Ein Konstruktionsentwurf der Zelle liegt vor.

5. Filter- und Edelgasverzögerungsanlage

Das Prüflingbündel hat beim Einsatz in den Schmelzofen eine Aktivität von etwa 100 000 Ci. Aus Sicherheitsgründen müssen die Schutzfilter für eine maximale Freisetzung von 60 000 Ci ausgelegt werden. Das erfordert eine umfangreiche Edelgas-Verzögerungsstrecke sowie spezielle Kaskadenfilter für die Feststoffe und das Jod.

Zitierte Literatur:

[1_] J. Simon-Weidner:

Zusammenstellung der experimentell ermittelten Freisetzungerscheinungen von Spaltprodukten aus Reaktorbrennstoffen in Abhängigkeit von der Temperatur

MRR-94 (1971) (nur Ergebnisse von out-of-pile-Versuchen)

4300 AUSBREITUNGS- UND REAKTIONSVORGÄNGE VON NUKLEAREN SCHADSTOFFEN
BEI SCHWEREN STÖRFÄLLEN

4310 Untersuchung der zeitabhängigen Ausbreitungs- und Reaktionsvor-
gänge von Spaltprodukten und Aerosolen bei schweren Störfällen

4311 Nukleare Schadstoffe in der Nachunfall-Atmosphäre eines Leicht-
wasserreaktor (LWR)-Containments
(J.P. Hosemann, H. Jordan, W.Schikarski, H. Wild, IASR)

Eine umfangreiche Literaturstudie über "Nukleare Schadstoffe in der Nach-
unfallatmosphäre eines Leichtwasser-Reaktor (LWR)-Containments" [1] konnte
inzwischen fertiggestellt werden. Sie vermittelt eine Übersicht über den
derzeitigen Stand der Kenntnisse. Es werden aber auch die zum Teil großen
Lücken deutlich herausgestellt, die noch beim Verständnis von Einzelvor-
gängen bestehen, die besonders am Abbau nuklearer Schadstoffe in LWR-Con-
tainments beteiligt sind. Der Bericht befaßt sich zunächst ausführlich
mit dem Aktivitätsinventar großer LWR-Kraftwerke und gibt eine möglichst
vollständige Liste aller in Frage kommenden Radionuklide aus Brennstoff,
erbrütetem Brennstoff, Spaltprodukten, aktivierten Strukturmaterialien
und aktiviertem Kühlmittel. Die Nuklide werden dann nach ihrer radiotoxi-
kologischen Bedeutung geordnet. Die Ordnungsgröße ist dabei das Produkt
aus Aktivität (nach einer mittleren Standzeit von 3,92 Jahren) und Radio-
toxizität. Die Radiotoxizität wurde als Kehrwert der maximal zulässigen Kon-
zentration in der Luft definiert. Um aus den betrachteten 350 Radionukliden
eine Auswahl treffen zu können, wurden zunächst alle diejenigen Radionuklide
ausgewählt, die nach den Zerfallszeiten $t_n = 10^n$ sec, mit $n = 1$ bis 9, unter
den ersten 50, der Größe nach geordneten Radionukliden vorkommen. So er-
gab sich eine Liste von noch immer 153 Nukliden. Dabei wurden Nuklide, die
bei mehreren Zerfallszeiten (t_n, t_{n+1}, t_{n+2} usw.) unter den ersten 50 auf-
tauchten, nur jeweils beim ersten Mal eingeordnet.

Da eine Liste von 153 Nukliden aber noch immer sehr umfangreich ist, und da-
her eine noch engere Auswahl notwendig erschien, wurde ein zweiter Weg ein-
geschlagen, der über die Einführung von Prioritätsklassen (PK) führt. Prio-
ritätsklasse 1 umfaßt alle diejenigen Radionuklide, die zu allen Zeiten
 $t_0 = 0$ und $t_n = 10^n$ sec, $n = 1$ bis 9, unter den ersten 50 der Ordnungsgröße

nach aufgelisteten Radionukliden vorkommen. Prioritätsklasse 2 enthält alle Radionuklide, die in 9 Zeitbereichen auftauchen usw. bis Prioritätsklasse 10. Dabei ergeben sich die in der Tabelle aufgeführten Radionuklide der ersten 5 Prioritätsklassen. Besonders die 3 Plutoniumisotope PU 239, PU 240 und PU 241 und das Aktivierungsprodukt CO 60 fallen somit in relativ hohe Prioritätsklassen.

Im LWR-Störfall sind in erster Linie die Nuklide der ersten 5 Prioritätsklassen zu betrachten. Besonders für sie müssen mögliche Freisetzungsraten ermittelt werden, um zu endgültigen Aussagen über die radiotoxikologische Gefährdung bei schweren Störfällen zu gelangen. Bisher liegen jedoch kaum Annahmen über solche Freisetzungsraten vor.

Auch über die physikalische und chemische Form, in der nukleare Schadstoffe in LWR-Containments auftreten können, ist nur wenig bekannt. Insbesondere fehlt eine anwendbare Theorie zum Prozeß der Bildung von Kondensationsaerosolen, der unter Störfallbedingungen im LWR-Containment zu erwarten ist. Auch ist nicht geklärt, inwieweit die strahlenchemische Bildung von Aerosolpartikeln eine Rolle spielt.

Im wesentlichen kann bei einem Unfall mit folgender Ausgangssituation gerechnet werden:

- Es wird sehr schnell eine Atmosphäre aus Spalteredelgasen, gasförmigen Spaltprodukten, Luft und Wasserdampf erzeugt.
- Dieses Dispersionsmittel enthält eine disperse Phase aus festen Partikeln, Tröpfchen und Partikeln mit Wasserhülle.
- Die Schmelze am Boden des Containments wirkt als stetige Gas- und Aerosolquelle.

Die Studie beschäftigt sich zunächst mit den Einzelprozessen, die beim Abbau der Schadstoffe beteiligt sind. Sie gibt den Stand der Kenntnisse aus Theorien und gezielten Experimenten wieder. Des weiteren wird ausführlich über integrale Experimente und dazu entwickelte Modelltheorien berichtet, die überwiegend in den USA ihren Ursprung hatten und viel zum Verständnis des Schadstoffabbaus in LWR-Containments beigetragen haben.

PK 1	SR 90	28 a
	PR 144	17,3 min
	PU 240	$6,6 \cdot 10^3$ a
	PU 241	14 a
PK 2	CE 144	284 d
	PU 239	$2,44 \cdot 10^4$ a
PK 3	CO 60	5,26 a
	SR 89	50,5 d
	Y 91	58,8 d
	ZR 95	65,5 d
	RH 106	30 s
	BA 137 M	2,55 min
	PK 4	NB 95
NB 95 M		3,75 d
NB 97 M		1 min
RU 106		1 a
CS 137		30 a
LA 141		3,9 h
PR 145		5,98 h
PM 147		2,62 a
PK 5		KR 88
	RB 88	17,8 min
	Y 90	2,67 d
	RU 103	39,5 d
	SN 119 M	245 d
	SN 123	129 d
	TE 127 M	109 d
	J 131	8,05 d
	TE 133 M	54 min
	TE 134	43 min
	CS 138	32,3 min
	BA 139	1,38 h
	BA 140	12,8 d
	CE 141	32,5 d
	LA 142	1,54 h

Ordnung wichtiger Radionuklide in LWR-Kraftwerken nach Prioritätsklassen (PK) (berechnet aus dem Aktivitätsinventar nach einer mittleren Standzeit von 3,92 Jahren und ohne Berücksichtigung von Freisetzungsraten im Störfall)

Obwohl also Modelle existieren, die auf bestimmte Fragestellungen anwendbar sind, gibt es keine ausreichende Modelltheorie, die das Schadstoffverhalten in LWR-Containments unter Berücksichtigung aller wesentlichen Abbauprozesse beschreibt und damit Voraussagen gestattet. Das Rechenprogramm PARDISEKO II [2] beschreibt zufriedenstellend das Aerosolverhalten in trockener Atmosphäre. Partikelabscheidung durch Sedimentation, Koagulation, Diffusion und Thermophorese ist damit hinreichend geklärt. Im Fall der Nachunfallatmosphäre in LWR-Containments müssen zusätzlich die Kondensation von Wasserdampf, Wechselwirkungen zwischen Partikeln und Tropfen, zwischen Partikeln und Gasen sowie zwischen Gasen und Tropfen berücksichtigt werden, d.h. es müssen die sehr wesentlichen Prozesse des rain-out und des wash-out von Gasen und Partikeln mit einbezogen werden. Auch ist die gezielte Verstärkung dieser Effekte durch Anwendung von Sprühsystemen bedeutsam.

Aufbauend auf den vorhandenen Kenntnissen über das Verhalten bestimmter nuklearer Schadstoffe in der Nachunfall-Atmosphäre eines LWR-Containments steht die Entwicklung konsistenter Modelle zu dieser Frage an. Sie wurde in Angriff genommen.

Eigene Veröffentlichungen:

[1] J.P. Hosemann, H. Jordan, W. Schikarski, H. Wild:
Nukleare Schadstoffe in der Nachunfall-Atmosphäre eines Leichtwasser-Reaktor (LWR)-Containments - Übersicht und Stand der Kenntnisse
KFK-Bericht 1800, erscheint demnächst

[2] K. Keller:
Das Aerosolverhalten in geschlossenen Behältern (PARDISEKO)
KFK-Bericht 1758, erscheint demnächst

4312 Theoretische und experimentelle Untersuchungen zur Ausbreitung radioaktiver Abgase
(W. Hübschmann, K. Nester, ASS)

Die Arbeiten auf dem Gebiet der Ausbreitung radioaktiver Gase wurden sowohl im theoretischen als auch im praktischen Teil planmäßig fortgeführt. Die Instrumentierung des Meßturms wurde verbessert (Temperatur- und Feuchtemessung) und erweitert (Anschluß einer Vektorfahne an die Datenverarbeitungsanlage).

Die Auswertung der am Meßturm gewonnenen Daten erbrachte weitere, für die Ausbreitung von Schadgasen im Gebiet des Kernforschungszentrums, wertvolle Ergebnisse. Im Rahmen von Unfallbetrachtungen wurden die Joddosen abgeschätzt, die bei einem Reaktorunfall - wie unten beschrieben - zu erwarten sind.

1. Beständigkeit der Windrichtung

Die Beständigkeit des Windes läßt sich nach Singer durch den Faktor $s(t)$ beschreiben:

$$s(t) = \frac{2}{\pi} \arcsin \frac{\bar{v}_t}{|\bar{v}|_t}$$

\bar{v}_t = über t gemittelter Windvektor

$|\bar{v}|_t$ = über t gemittelter Betrag des Windvektors

Der Wert von s schwankt zwischen 1 (beständige Windrichtung im betrachteten Zeitraum) und 0 (unbeständige Windrichtung im betrachteten Zeitraum).

Anhand der Windmessungen des Jahres 1968 (10-min-Mittelwerte) wurde für die Höhe 60 m und Mittelungszeiten von 1 h bis 240h eine Statistik des Beständigkeitsfaktors s berechnet, siehe Abb. 4312-1. Man erkennt deutlich, die starke Abnahme der Windrichtungsbeständigkeit von 1 h zu 1 Tag. Wirklich beständige Strömungsbedingungen ($s > 0,9$) gibt es bei einem Tag Mittelungszeit nur noch in etwa 10 % der Fälle.

Will man die Auswertung im Hinblick auf die Ausbreitung bei Störfällen verwenden, so wählt man zweckmäßigerweise anstelle des Beständigkeitsfaktors s den Öffnungswinkel β eines Sektors, in dem bei konstanter mittlerer Windgeschwindigkeit die Windrichtungen gleichverteilt sind. Die Beziehung zwischen s und β lautet:

$$s = \frac{2}{\pi} \arcsin \frac{\sin \beta/2}{\beta/2}$$

β ist in Abb. 4312-1 auf der rechten Seite als Vergleichsmaßstab eingetragen. Dieser Winkel ist etwa als unterer Grenzwert für den Beaufschlagungssektor interpretierbar.

Bei einer Emissionsdauer von 6 h hat man z.B. in 7 % der Fälle mit einem Beaufschlagungssektor von mehr als 180° zu rechnen. Wertet man die Ergebnisse bezüglich der Ausbreitungsexperimente und geht davon aus, daß für eine gute Versuchsdurchführung 3 bis 4 h die Windrichtung (10 min Mittel) nicht mehr als 20° variieren sollte, so verbleiben nach Abb. 4312-1 nur etwa 20 % aller Fälle.

2. Statistik der Höheninversionen

Zur Bestimmung der Häufigkeit und Dauer von Höheninversionen (Inversionen, deren Untergrenze über dem Boden liegt) wurden für den Zeitraum 1.11.1971 bis 31.8.1972 aus der Temperatur in 100 m Höhe und den sechs Temperaturdifferenzen die Temperaturen in 2 m, 30 m, 60 m, 100 m, 130 m, 160 m und 200 m berechnet. Die als 10-min-Mittelwerte vorliegenden Messungen wurden zu 1/2 h-Mittelwerten zusammengefaßt. Aufgrund der Temperaturprofile bis 200 m wurden die Höheninversionen nach bestimmten Kriterien ermittelt.

Das Auswerteverfahren und die zur Verfügung stehenden Meßhöhen erlauben nur solche Höheninversionen festzustellen, deren Untergrenze zwischen 20 m und 170 m liegt, wobei die berechnete Höhe nicht als scharfe Grenze aufzufassen ist. Die Auswertung lieferte Höheninversionen in 2,7 % des Auswertzeitraumes. Die tageszeitliche Verteilung der Höheninversionen im Vergleich zu den Bodeninversionen zeigt Abb. 4312-2.

Neben der Häufigkeit ist die Beständigkeit von Höheninversionen von Bedeutung, siehe Abb. 4312-3. Die Höheninversionen (2,7 % = 199,5 h) setzten sich aus 166 Höheninversionsfällen mit Beständigkeiten zwischen 0,5 h und 16,5 h zusammen. Dabei wird als "ein Höheninversionsfall" das zeitlich ununterbrochene Vorhandensein einer Höheninversion bezeichnet. Man erkennt z.B., daß nur 5 % der Höheninversionsfälle länger als 2,5 h dauert, diese aber noch einen Anteil von 22 % der Gesamtdauer erbringen.

Für Kernkraftwerke mit Kaminhöhen um 100 m sind vor allem Höheninversionen mit Untergrenzen über 100 m von Bedeutung, da diese eine Sperrschicht für die vertikale Ausbreitung darstellen. Verhältnisse, die zu solchen Beeinträchtigungen führen können, herrschten in 63 % der gesamten Höheninversionsdauer. Bei dem Fall von 16,5 h Dauer lag die Untergrenze der Inversion 11,5 h lang zwischen 100 und 150 m.

3. Strahlenbelastung durch Jod bei Reaktorunfällen mit Kühlmittelverlust und undichtem Sicherheitsbehälter

Beim GaU-Modell leichtwassermoderierter Reaktoren wird angenommen, daß das Primärkühlmittel infolge eines Rohrbruches in den Sicherheitsbehälter ausströmt. Der Sicherheitsbehälter bleibt intakt. Nimmt man darüber hinausgehend den hypothetischen Fall an, daß der Sicherheitsbehälter undicht wird, dann stellt sich die Frage nach den Konsequenzen eines solchen hypothetischen Störfalles. Im Berichtszeitraum wurde die dabei auftretende Strahlenbelastung für die Bevölkerung durch die zu erwartende Jodfreisetzung abgeschätzt.

Bezüglich der emittierten Jodmenge werden zwei Fälle unterschieden:

Fall A: Die Brennstäbe werden ausreichend gekühlt, so daß keine zusätzlichen Hüllenschäden auftreten.

Fall B: 1 % der Brennstabhüllen reißen während des Kühlmittelverlustes; die im Gasplenum enthaltene Jodaktivität (ca. 6 % des Jodinventars) tritt ins Kühlmittel aus.

Es werden die für einen 1300 MWe-Druckwasserreaktor repräsentativen Werte verwendet. Das Ausströmen des Primärwassers in den Sicherheitsbehälter ist nach 10 s abgeschlossen. Der Innendruck ist hoch genug (4 bis 6 ata), daß im Leck des Sicherheitsbehälters das kritische Druckverhältnis überschritten wird und das Dampf-Luft-Gemisch mit Schallgeschwindigkeit ausströmt. Dadurch findet eine intensive Durchmischung mit der Umgebungsluft statt. Die Dampf-Luft-Schwaden erfahren einen Auftrieb und werden mit der Luftströmung abtransportiert. Es wurde ein Leckquerschnitt von 200cm^2 angenommen.

Der Aufstieg der Dampffahne wurde konservativ nach [1] abgeschätzt. Der den Aufstieg verstärkende Effekt des Wasserdampfes, siehe [2], liegt im Bereich der Unsicherheit der übrigen Annahmen und wurde zunächst vernachlässigt. Bei der Berechnung der Bodenkonzentration wurden alle im Kernforschungszentrum Karlsruhe in den Jahren 1968/69 beobachteten Wettersituationen berücksichtigt [4]. Es wurde angenommen, daß etwa die Hälfte des anfänglich im Sicherheitsbehälter vorhandenen Dampfgehalts ausströmt, und daß die anfängliche Ausströmrate über einen entsprechenden Zeitraum (einige Stunden) konstant bleibt.

Abb. 4312-4 zeigt die maximal zu erwartenden Äquivalentdosen abhängig von der Entfernung für die beiden Fälle A (linke Skala) und B (rechte Skala). Der Dosisbereich gilt für die jeweils ungünstigste Ausbreitungssituation; die obere Grenzkurve stellt also die Einhüllende aller Einzelfälle dar. Über die unmittelbare Umgebung des Emissionsortes können wegen der Unsicherheit über die Form und Richtung des Dampfstrahls keine Aussagen gemacht werden. Das Ergebnis gilt für einen DWR; die entsprechenden Werte eines SWR liegen noch darunter.

Die Abb. 4312-4 zeigt, daß bei intakten Brennstabhüllen (Fall A) keine Maßnahmen zum Schutz der Bevölkerung notwendig sind. Auch beim Platzen einer großen Zahl von Stäben (Fall B) ist eine Räumung, abgesehen von der unmittelbaren Nachbarschaft des Emittenten, nicht erforderlich. Die Verteilung von Jodtabletten kann je nach Wetterlage bis zu Entfernungen von ca. 1 km erforderlich, und bis zu ca. 5 km zweckmäßig sein [3].

Zitierte Literatur:

[1] G.A. Briggs:

Plume Rise, TID - 25075, Nov. 1969

[2] Steven R. Hanna:

Rise and Condensation of Large Cooling Tower Plumes

Journal of Appl.Met., Vol. 11, Nr. 5, S. 793 - 799, Aug. 1972

[3] W. Münchow:

Report SZS-135, Aug. 1972

Eigene Veröffentlichungen:

[4] K. Nester:

Statistische Auswertungen der Windmessungen im KFKZ aus den
Jahren 1968/69

KFK 1606, Juni 1972

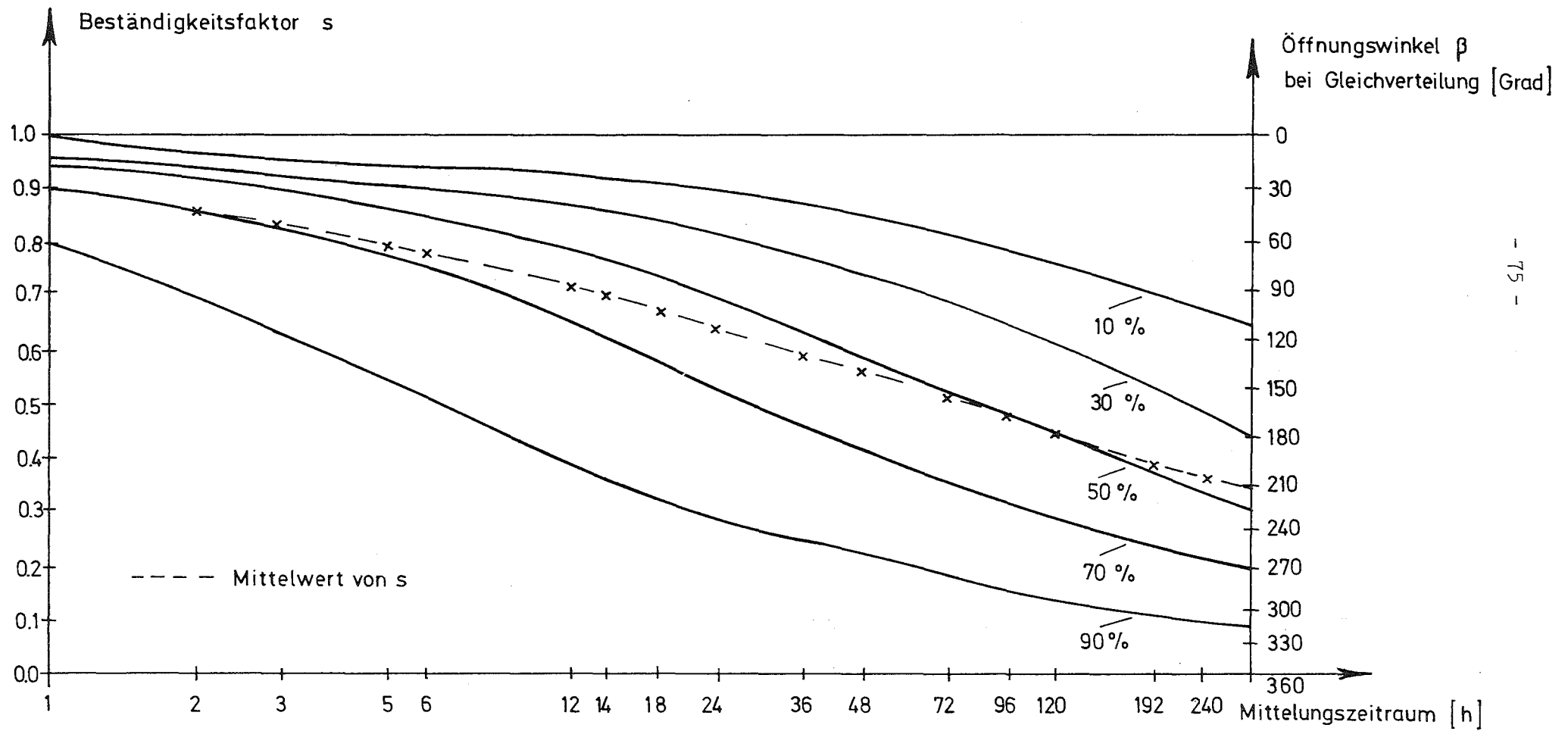


Abb. 4312-1 Isoliniendarstellung der Summenhäufigkeit des Beständigkeitsfaktors

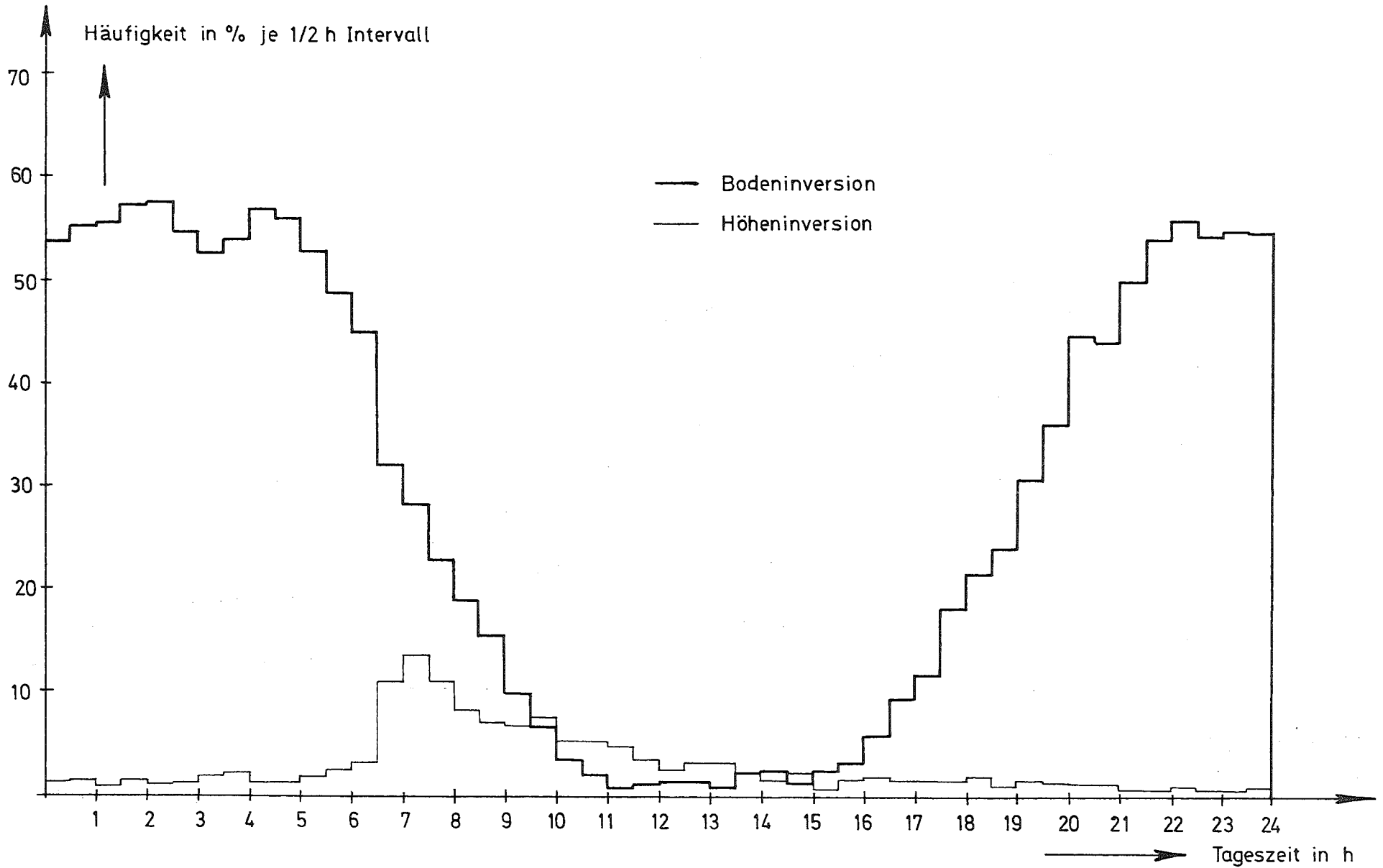


Abb. 4312-2 Mittlerer Tagesgang der Höheninversionen und Bodeninversionen

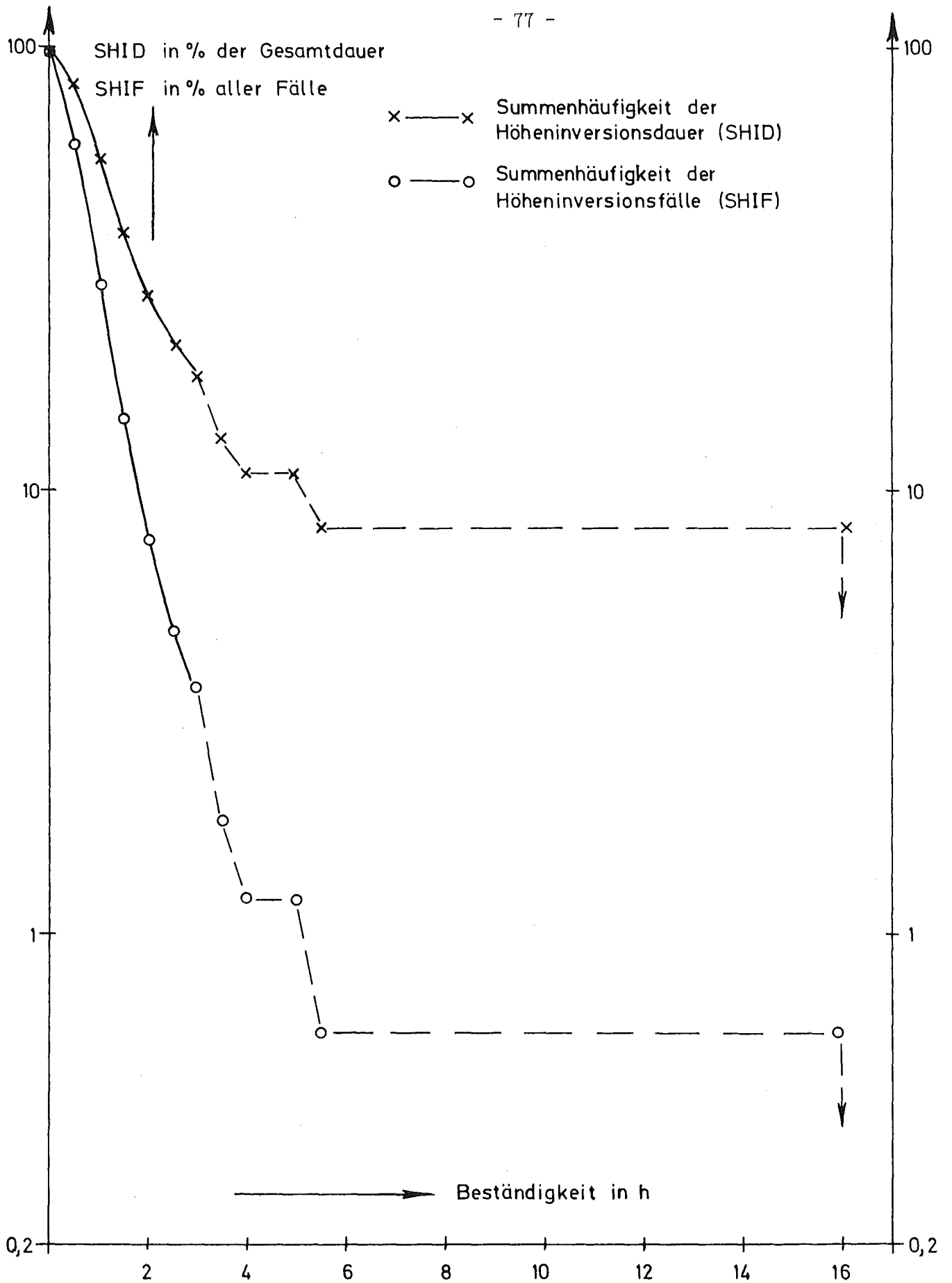


Abb. 4312-3 Häufigkeit und Beständigkeit von Höheninversionen

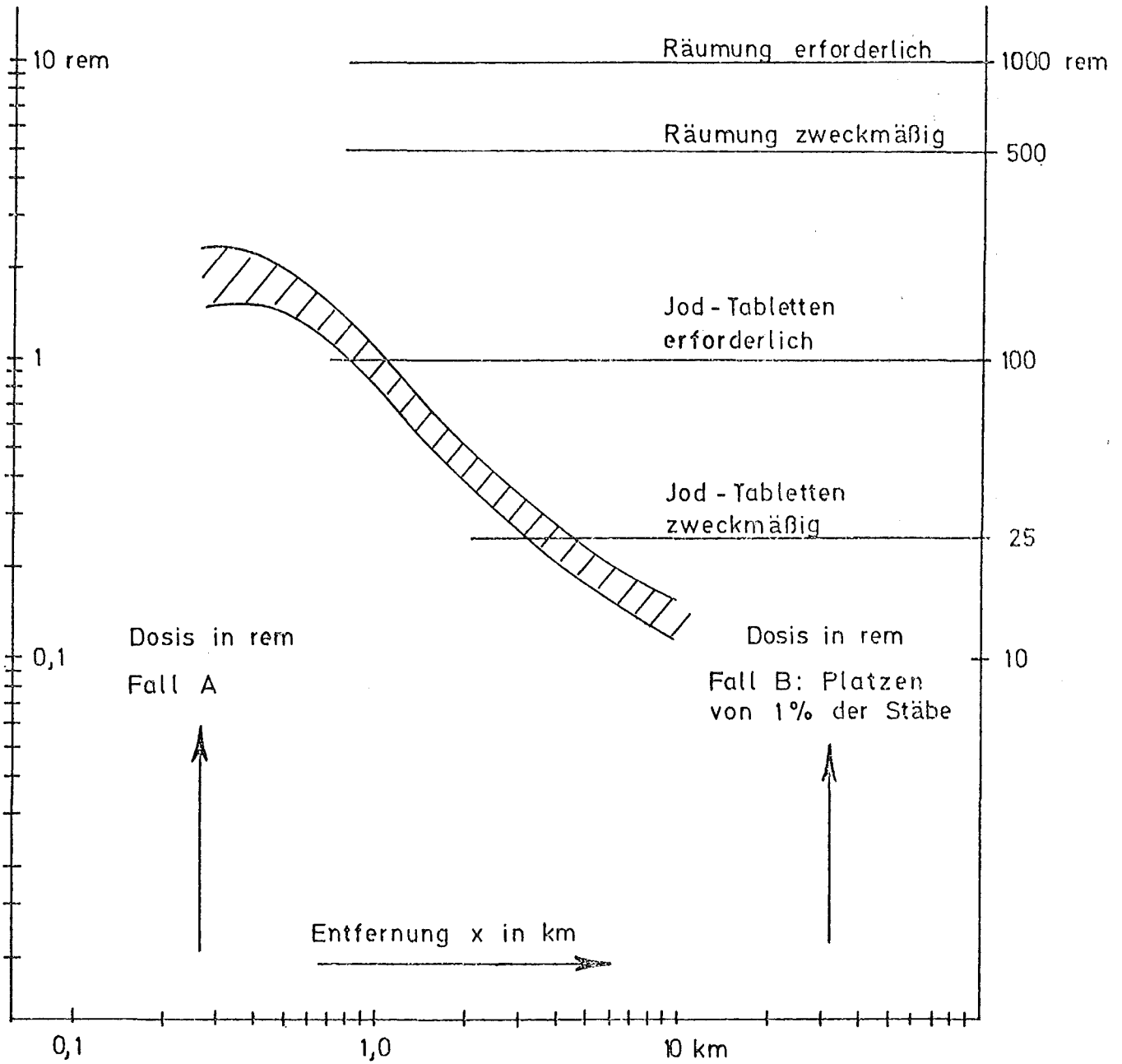


Abb. 4312-4 Maximale Äquivalentdosis in der Schilddrüse eines Erwachsenen infolge Inhalation radioaktiven Jods in Fall A und B

4400 ISOLIERUNG UND BESEITIGUNG DER FOLGEN VON STÖRFÄLLEN

4410 Isolierung und Beseitigung von Kontaminationen

4411 Entwicklung von Dekontaminationsverfahren
(S. Kunze, ADB)

Es wurden vergleichende Prüfungen der Dekontaminationswirksamkeit von dampfförmiger und flüssiger Salpetersäure (60 °C und siedende Lösung) durchgeführt [17].

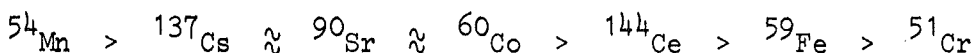
In den Versuchsreihen wurden verschiedenartig vorbehandelte Edelstahl-oberflächen (polierte, gebeizte, geschweißte, zusätzlich 500 Stunden bei 620 °C und 1 atm heißdampfkorrodierte Proben) getestet.

Die Proben wurden mit schwach sauren, geträgerten Lösungen der Isotope ^{137}Cs , $^{90}\text{Sr}/^{90}\text{Y}$, ^{144}Ce , ^{60}Co , ^{59}Fe , ^{51}Cr und teilweise ^{54}Mn oder Gemischen dieser Isotopen nach drei Verfahren (Eintrocknen auf der Oberfläche, Eintauchen in siedende Lösung, Einwirken unter Druck bei 300 °C, 88 atü im Flüssigkeitsüberschuß) kontaminiert und anschließend bei 200 °C bzw. 450 °C wärmenachbehandelt.

Die Dekontaminationsuntersuchungen wurden in 2-, 4-, 8-molarer und azeotroper Salpetersäure mit bzw. ohne Netzmittelzusätze (säuredampf-flüchtigen Perfluorcarbonsäuren) vorgenommen.

Die günstigsten Dekontaminationsergebnisse wurden in 4 m Salpetersäuredampf nach Herabsetzung der Oberflächenspannung mittels 100 - 300 ppm verschiedener Fluorcarbonnetzmittel erzielt.

Aufgrund der Versuchsergebnisse ergab sich für die eingesetzten Einzelnuclide folgende Reihenfolge abnehmender Dekontaminierbarkeit:



Für unterschiedlich vorbehandelte Oberflächen nimmt die Dekontaminierbarkeit in erster Näherung wie folgt ab:

gebeizte > polierte > geschweißte.

Hingegen erwiesen sich autoklavenkontaminierte Schweißnahtproben in der Dampfphase als besonders gut dekontaminierbar. Die Ursache könnte in einer bei der Kontamination um die Schweißnaht aufgebauten Oxidschicht liegen, die sich durch Salpetersäuredampf bevorzugt ablösen läßt. Je höher die Temperaturnachbehandlung der kontaminierten Flächen, desto schlechter waren die Dekontaminationsergebnisse.

Mit der Dekontaminationsdauer verbesserten sich die Dekontaminationsresultate. Die Restaktivitäten nach 8 Stunden Behandlung in Salpetersäuredampf lagen beim:

Eintrocknenverfahren zwischen 0,1 und 0,01 %
Einwirkverfahren zwischen 0,1 und 1 %
Autoklavenverfahren zwischen 1 und 10 %

Vor der Kontamination zusätzlich mit Heißdampf behandelte Proben [2] lassen sich mit Ausnahme von ^{51}Cr in der Dampf- und auch in der Flüssigphase schlechter dekontaminieren als unbehandelte.

Dies ist wahrscheinlich auf die einige μ dicken, haftfesten und schwerlöslichen, aber kontaminationsdurchlässigen Oxidschichten ($\alpha\text{-Fe}_2\text{O}_3$, Fe_3O_4 und Cr-Spinelle) auf dem Metall zurückzuführen.

Die Dekontaminationsergebnisse von 11 autoklavenkontaminierten Reaktormaterialien [Tab. 4411-1] nehmen wie folgt ab:

Incoloy 800, 1.4301 > Hastelloy X, 1.4541, 1.4571, 1.4580,
Inconel 600, Inconel 625 > 1.4961, 1.4981, 1.4988

Materialabtragungen im Salpetersäuredampf - wahrscheinlich aufgrund der Oberflächenrauigkeit - ergaben, daß hohe Substanzverluste nur mittlere,

geringe Substanzverluste oft die besten Dekontaminationsergebnisse lieferten.

Gasbeizversuche mit trockenem Chlorwasserstoff, Chlor oder Stickstoffdioxid bzw. Gasgemischen mit 25 - 50 Vol. % Stickstoff oder Luft ergaben bei Beiztemperaturen zwischen 100 und 400 °C:

- wegen des Zerfalls von $\text{NO}_2 \rightarrow \text{NO} + 1/2 \text{O}_2$ nur bis 200 °C -

nach einer Behandlungsdauer von 7 Stunden und anschließendem Abspülen in Wasser trotz höherer Temperaturen als im Salpetersäuredampf erheblich schlechtere Dekontaminationswerte beim:

Eintrocknenverfahren zwischen 0,03 und 60 %

Autoklavenverfahren zwischen 22 und 90 %.

Die im 1. Halbjahr begonnenen Dekontaminationsuntersuchungen mit üblichen flüssigen Dekontaminationsmitteln werden an autoklaven-kontaminierten Reaktormaterialien und heißdampfkorrodierten Proben fortgesetzt und die Ergebnisse im nächsten Halbjahresbericht mitgeteilt.

Eigene Veröffentlichungen:

[1] S. Kunze:

Dekontaminationsversuche an Metallflächen mit gas- und dampfförmigen Reagenzien

KFK 1573 (1972)

Zitierte Literatur:

[2] S. Leistikow, E. Pott, H. v. Berg:

Beitrag zum Problem der isothermen Heißdampfkorrosion

KFK 1054 (1969)

Tabelle 4411-1

Dekontaminationsfaktoren von autoklavenkontaminierten
Reaktormaterialien in Abhängigkeit vom
Netzmittel

Vorbehandlung:

b = gebeizte Proben; s = geschweißte Proben

Kontamination:

Autoklavenverfahren (500 h bei 300° C und 88 atü), anschließend
2 h bei 200° C nachbehandelt

Dekontamination:

I: Flüssigkeit bei 60° C, II: Dampfphase, Siedetemperatur

Dekontaminationsmittel: 4 m HNO₃ mit bzw. ohne Netzmittel, Dekontaminationsdauer: 8 h

Material	ohne Netzmittel				200 ppm FC 126				200 ppm FC 134				100 ppm FC 126 + 100 ppm FC 134			
	I		II		I		II		I		II		I		II	
	b	s	b	s	b	s	b	s	b	s	b	s	b	s	b	s
1.4301	3	3	10	9	10	9	40	40	5	4	40	42	8	8	39	40
1.4541	4	5	11	13	7	6	32	43	7	7	30	33	8	8	32	32
1.4571	3	2	10	9	5	10	36	45	8	4	30	30	10	8	31	37
1.4580	5	4	10	9	8	9	36	38	6	5	31	32	9	9	32	30
1.4961	3	3	10	8	8	8	32	26	5	4	28	28	7	5	30	22
1.4981	4	4	9	8	10	8	30	35	5	4	26	28	8	6	29	31
1.4988	4	3	8	7	6	4	31	36	5	3	30	29	8	5	31	26
Inconel 600	6	5	15	22	9	7	40	42	8	7	35	28	9	7	36	29
Inconel 625	4	4	10	9	10	8	45	50	10	7	36	33	10	8	38	36
Incoloy 800	4	4	9	8	12	10	52	52	6	6	58	50	14	12	56	44
Hastelloy X	5	4	11	13	9	9	40	41	5	4	30	33	8	8	36	33

4416 Verfahren zum Abdichten von Öffnungen
(P. Boldyreff, W. Krüger, K. Hutz, RBT)

Für Versuche zum Verschließen einer Öffnung in einer Betonwand wurde ein Fertigwandelement mit einer offenen Fensterfläche von 1,20 x 1,35 m beschafft. Zur Simulation eines anstehenden Unterdruckes wurde hinter die Öffnung ein Ventilator montiert, dessen Unterdruck im Bereich 10 bis 80 mm Wassersäule eingestellt werden kann. Der gesamte Versuchsaufbau wurde auf ein fahrbares Gestell montiert, um auch Versuche in Räumen mit vorgegebener Temperatur und Luftfeuchte durchführen zu können, vgl. Abb. 4410-1.

Durch Einsatz des KTH-Personals im Rahmen des BE-Wechsels auf dem Kernenergieschiff "Otto Hahn" haben sich die vorgesehenen Arbeiten etwas verzögert.

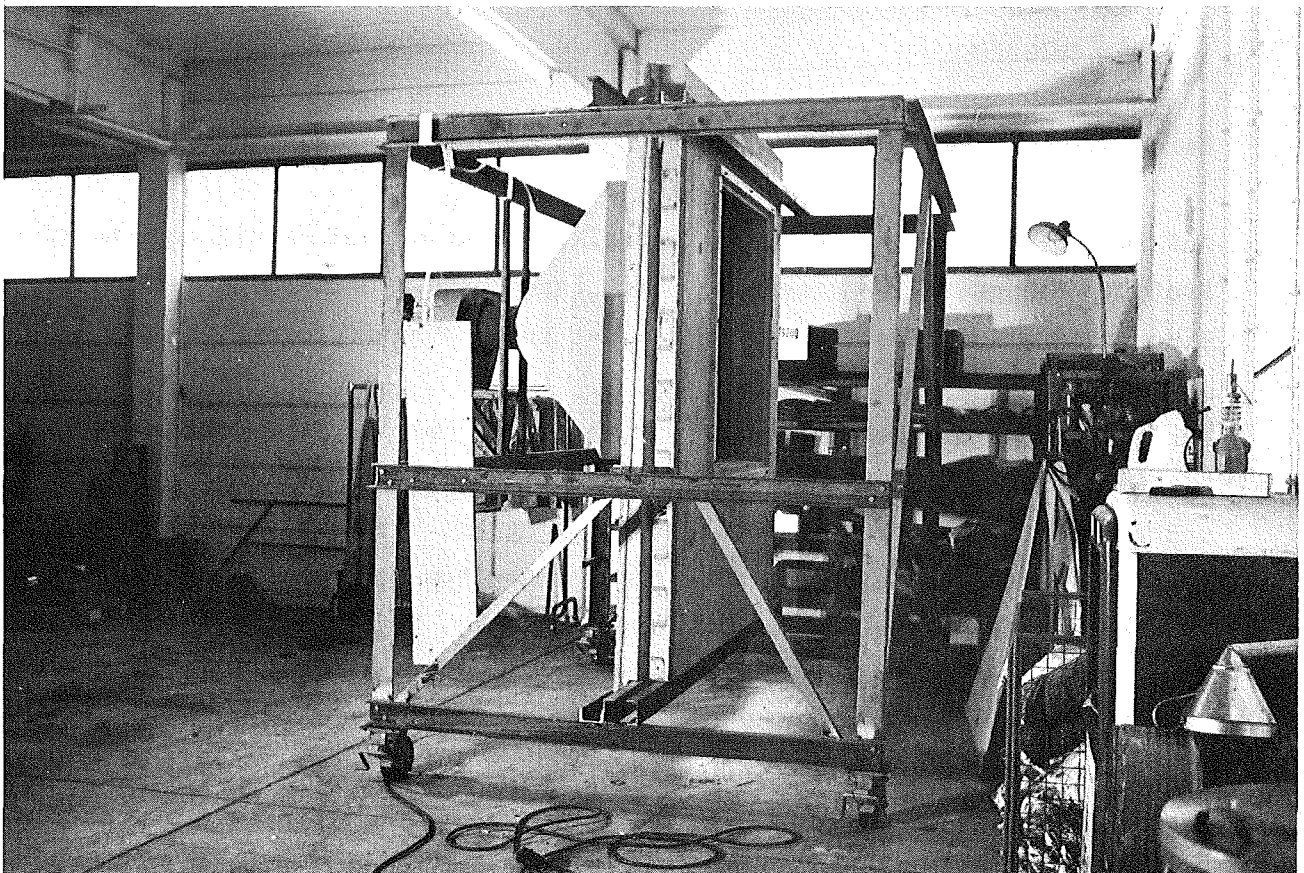


Abb. 4410-1: Versuchsaufbau zur Untersuchung von Abdichtungsverfahren für
Öffnungen in Reaktorgebäuden

4420 Technik der Räum- und Demontgearbeiten

4422 Ferngesteuerte Arbeitsgeräte
(L. Bösch, G.W. Köhler, M. Selig, RBT)

Manipulatorfahrzeug-System "MF2" ^{+) :}

Das Manipulator-Fahrzeug wurde bis auf einige noch zu ergänzenden Komponenten der zusätzlichen Ausrüstung fertiggestellt und die Werkserprobung aufgenommen. Es konnten Fahrten auf der Straße und im Gelände durchgeführt, das genaue Manövrieren in engen Bereichen demonstriert, die Belastbarkeit des Manipulators getestet sowie erste Manipulationsübungen angestellt werden. Dabei zeigte sich, daß die Funkkommando-Lenkung ohne gegenseitige negative Beeinflussung der Fernsehbild-Übertragung funktioniert. Damit ist für das System ein wichtiges und technisch schwieriges Problem gelöst worden.

Leichtes Manipulator-Fahrzeug "MF3" ^{+) :}

Aufgrund einer Ausschreibung zur Detailkonstruktion und Fertigstellung eines Prototyp-Fahrgestelles gingen im Berichtszeitraum die Angebote der Bieter ein, und die Auftragsvergabe konnte fast zum Abschluß gebracht werden.

Für die Ausrüstung des MF3 wurde ausgehend von dem für Heiße Zellen gebauten Grundgerät SM3-A ein leichter Kraft-Manipulator SM3-B konstruiert und als einfache Ausrüstung für das Fahrzeug MF3 vorgeschlagen. Dieser Manipulator wäre zwar in seinen Arbeitsmöglichkeiten gegenüber einem elektrischen Master-Slave-Manipulator eingeschränkt, hätte jedoch wegen seiner robusten und erprobten Technik die Vorzüge, vergleichsweise rasch verfügbar und preiswert zu sein und käme mit kleinerem Zubehör für die Steuerung und Versorgung aus. Für einfache Arbeiten und falls kein größeres Pensum zu bewältigen ist, genügt ein Kraft-Manipulator durchaus. Außerdem sollte man im Ernstfall möglichst den Geräte-Typ einsetzen, der zur Erledigung einer bestimmten Aufgabe gerade ausreicht, weil mit Kontaminationen und Schäden am Gerät gerechnet werden muß.

^{+) siehe auch PNS 1. Halbjahresbericht 1972}

4430 Vorsorgliche bauliche und verfahrenstechnische Maßnahmen zur Erleichterung der Schadensbeseitigung
(W. Bahm, RBT)

Es wurde eine Befragungsaktion bei Kernkraftwerksbetreibern über vorgekommene Störfälle sowie über die bei normalem Betrieb aufgetretenen Schwierigkeiten begonnen, um auf dieser Basis Kriterien zur Betriebsoptimierung und leichteren Störfallbeseitigung zu erstellen.

Erste Eindrücke lassen erkennen, daß die Strahlenbelastung des Betriebspersonals bei Wartung-, Reparatur- und Inpektionsarbeiten ein schwerwiegendes Problem darstellt, das in besonderen Fällen schon jetzt zur Hinzunahme von Fremdpersonal zwingt. Dabei ist oftmals vor seinem Einsatz im Reaktor eine Ausbildung an einem Trainingsmodell in Originalgröße notwendig, um eine zuverlässige und schnelle Ausführung der Arbeit zu gewährleisten. Bei der sich abzeichnenden Expansion der Energieversorgung durch Kernkraftwerke wird dieses Problem in der Zukunft noch dringender, so daß seine besondere Behandlung im Rahmen dieses Projektbeitrages geboten erscheint.

Hervorgerufen wird diese Strahlenbelastung durch

- aus Platz- oder Kostengründen nicht ausreichende Abschirmung von Komponenten, Armaturen und Verbindungsrohrleitungen
- starke Konzentration von Armaturen und Rohrleitungen, die kontaminiertes Kühlmittel führen, in einem Raum
- zeitraubende und umständliche Reparatur- und Wartungsarbeiten durch zu enge und schwer zugängliche Anordnung von Armaturen und Komponenten.

Eine Möglichkeit zur Verminderung der Strahlenbelastung könnte der Einsatz des ferngesteuerten Manipulatorfahrzeuges MF3 bieten. Die Besichtigung einiger Reaktoren läßt erkennen, daß sein Einsatz in einigen Fällen möglich ist. Um jedoch seine Einsatzmöglichkeiten voll auszuschöpfen, müssen die folgenden Voraussetzungen geschaffen werden:

- Sicherheit der Zugänglichkeit von Komponenten und Armaturen für das MF3 sowie für seine Manövrierbarkeit ausreichender Platzverhältnisse durch entsprechende bauliche Maßnahmen

- Entwicklung und Einsatz von Komponenten, Armaturen und Verbindungselementen, die durch das MF3 leichter gewartet bzw. repariert werden können.

Im folgenden Halbjahr wird die Befragungsaktion durch den Besuch weiterer Kernkraftwerke fortgeführt.

4440 Strahlenschutz und Notfallplanung

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

Oggleich die Auswirkungen des Auslegungsunfalles (GaU) auf die Umgebung von Kernkraftwerken durch sicherheitstechnische Vorrichtungen und Maßnahmen so begrenzt sind, daß die von den Genehmigungsbehörden maximal zugelassenen Strahlenbelastungen bei der Bevölkerung nicht überschritten werden, sind die Landesbehörden laut Gesetz verpflichtet, auch für hypothetische schwere Unfälle, die über den GaU hinausgehen, Schutzmaßnahmen für die Bevölkerung vorzusehen.

Um einen Überblick über die neuesten Unfallschutzplanungen zu bekommen, werden z.Zt. in der ASS in einer Studie Organisationen und Maßnahmen zusammengestellt, wie sie in den Unfallschutzplänen der Betreiber für moderne Kernkraftwerke und in den entsprechenden Katastrophenschutzplänen der Länder vorgesehen sind. Anhand dieser Studie sollen die Probleme herausgefunden werden, die für eine vertiefte Bearbeitung im Rahmen des des PNS-Programmpunktes 4440 "Strahlenschutz und Notfallplanung" geeignet sind.

Darüber hinaus werden die Möglichkeiten einer kurzfristigen Bestimmung der Aktivitätsfreisetzung nach schweren Störfällen untersucht. Die kurzfristige Bestimmung der Aktivitätsfreisetzung ist die entscheidende Voraussetzung für eine schnelle und zuverlässige Prognose der zu erwartenden Umweltbelastung und für das möglichst frühzeitige Einleiten von Gegenmaßnahmen zum Schutz der Bevölkerung.

Man geht bei den heutigen Überlegungen zu Notfallschutzmaßnahmen davon aus, daß die Aktivitätsfreisetzung und -ausbreitung durch ortsgebundene Meßstellen und einen Notfall-Strahlenschutzmeßtrupp ermittelt wird.

In diesem Zusammenhang wird untersucht, ob es möglich ist, die heute praktizierten Meßmethoden weiter zu verbessern.

Im Vordergrund dieser Untersuchung wird die Frage stehen, wo die Meßgeräte zweckmäßigerweise anzuordnen sind (Abluftkamin, Abluftleitungen, nähere Umgebung des Kraftwerks), ob sie den Anforderungen einer Unfallsituation bezüglich Druck, Wasserdampfbeaufschlagung und Dosis standhalten und ob es Meßmethoden gibt, die in kürzester Zeit (1 Stunde) eine quantitative Aussage über die Freisetzung bestimmter Nuklidgruppen gestatten. Dabei muß Voraussetzung sein, daß es durch Kontamination der Meßgeräte und durch Registrierung kurzlebiger Spaltprodukte nicht zu einer erheblichen Überschätzung der aufgetretenen Gefahrensituation kommt.

4443 Großeinsätze des KTH im Zusammenwirken mit Bundes- und Landesbehörden
 (P. Boldyreff, RB)

Bei einem schweren nuklearen Unfall ist es von entscheidender Bedeutung, daß die im konventionellen Katastrophenschutz erfahrenen Organisationen (Polizei, Feuerwehr, Technisches Hilfswerk, Rotes Kreuz, Bundeswehr, Bundesgrenzschutz) und die kerntechnisch geschulten Gruppen (KTH, Dekontaminationstrupps) reibungslos zusammenarbeiten. In diesem Zusammenhang ist es wichtig, sich ein genaues Bild über die technischen Möglichkeiten der konventionellen Hilfsdienste bei nuklearen Störfällen zu verschaffen.

Eine Auswertung der verfügbaren Unterlagen hat ergeben, daß die für den konventionellen Bereich ausgerüsteten Katastrophendienste zwar teilweise mit Meßgeräten und spezieller Ausrüstung für die Hilfeleistung bei nuklearen Störfällen versehen sind. Die mögliche Hilfeleistung bezieht sich aber allein auf den Schutz des eigenen Personals und auf Maßnahmen zur Abgrenzung und Absperrung der Schadensstelle. In keinem Fall ist geplant, am Ort des Unfalles selbst einzugreifen. Geeignete Ausrüstung, um in hohen Strahlenfeldern tätig zu werden, ist bisher bei den konventionellen Hilfsdiensten nicht vorhanden und offenbar auch nicht in Planung.

Hier beginnt der Aufgabenbereich der kerntechnisch geschulten Gruppen, wie KTH und Dekontaminationstrupps.

Die im Rahmen des PNS vorgesehene Entwicklung von Geräten und Methoden für den Einsatz in hohen Strahlenfeldern sowie die Entwicklung geeigneter Verfahren zur Isolierung und Beseitigung von Kontaminationen ist daher von großer praktischer Bedeutung.

4445 Medizinische Versorgung und Unterbringung verletzter, kontaminierter und strahlengeschädigter Personen
(L. Ohlenschläger, Med)

In der Medizinischen Abteilung wurde eine Studie erstellt, die vor dem Hintergrund der angestrebten Kernenergieentwicklung in der BRD - Steigerung der Anlagenleistung von LWR auf 2000 MWe, Zulassung von Standorten auch in dichtbesiedelten Gebieten und Ballung von Kernkraftwerken in bestimmten Regionen, wie z.B. im Oberrheingebiet - die erforderliche medizinische Infrastruktur zur sachgerechten Behandlung und Unterbringung verletzter kontaminierter und strahlengeschädigter Personen behandelt.

Um einen reibungslosen Ablauf des personellen und apparativen Einsatzes im Rahmen der medizinischen Notfallplanung zu gewährleisten, wird ein Dreistufenplan zur Diskussion gestellt. Er soll einen gezielten Einsatz medizinischer Hilfsmaßnahmen ermöglichen.

Es wird vorgeschlagen, entsprechend dem Schweregrad des Strahlenunfalls lokale, regionale und überregionale Einrichtungen zur medizinischen Versorgung Strahlenunfallverletzter vorzusehen.

- Lokale Einrichtungen am Kernkraftwerk selbst dienen der Behandlung von Bagatellunfällen und stellen eine mit speziellen Dekontaminationsmitteln ausgestattete Erste-Hilfe-Station dar.
- Unter regionalen Behandlungszentren werden geeignete Krankenhäuser und Kliniken verstanden, die die räumlichen und personell-apparativen Voraussetzungen für die Unterbringung und Behandlung leichter und mittelschwerer Strahlenunfälle haben. Es bieten sich vor allem die Isotopenabteilungen vorhandener moderner Krankenhäuser an, die möglichst nicht

weiter als ca. 50 km vom Kernkraftwerk entfernt sein sollten.

- Für die Behandlung schwerer Strahlenunfälle ist ein überregionales, zentral gelegenes Bundesbehandlungszentrum erforderlich, das über geeignete Räumlichkeiten (abgeschirmte Räume mit Vollklimatisierung) und geschultes Pflegepersonal verfügt. Die besten Voraussetzungen für die Einrichtung eines solchen Bundesbehandlungszentrums dürfte in bereits vorhandenen modernen Unfallkliniken für Schwerstbrandverletzte gegeben sein.

Die Studie wird in Form eines Arbeitsberichtes dokumentiert und den zuständigen Stellen zugeleitet.

4500 SICHERHEITSTECHNISCHE BEURTEILUNG NUKLEARER ANLAGEN

4510 Informationssystem zur Reaktorsicherheit (RESI)

In engem Zusammenwirken mit allen am atomrechtlichen Genehmigungsverfahren beteiligten Institutionen werden am Institut für Reaktorentwicklung der GfK Arbeiten zum Vorhaben "Informationssystem zur Reaktorsicherheit (RESI)" durchgeführt. In einer Systemstudie werden die Möglichkeiten und der Nutzen eines allgemeinen Informationssystems im Bereich der Reaktorsicherheit und der atomrechtlichen Genehmigungsverfahren untersucht. Abb. 4510-1 zeigt die Stellung eines solchen Systems als Kommunikationszentrum zwischen allen anderen Partnern.

Über das Vorhaben RESI wurde vorgetragen anlässlich eines IRS-Fachgespräches [1], außerdem wurde das System im Rahmen einer Interviewaktion (siehe 4511) 10 Institutionen (Genehmigungsbehörden, TÜV, Hersteller, Betreiber) aus dem Bereich atomrechtlicher Genehmigungsverfahren genauer erläutert.

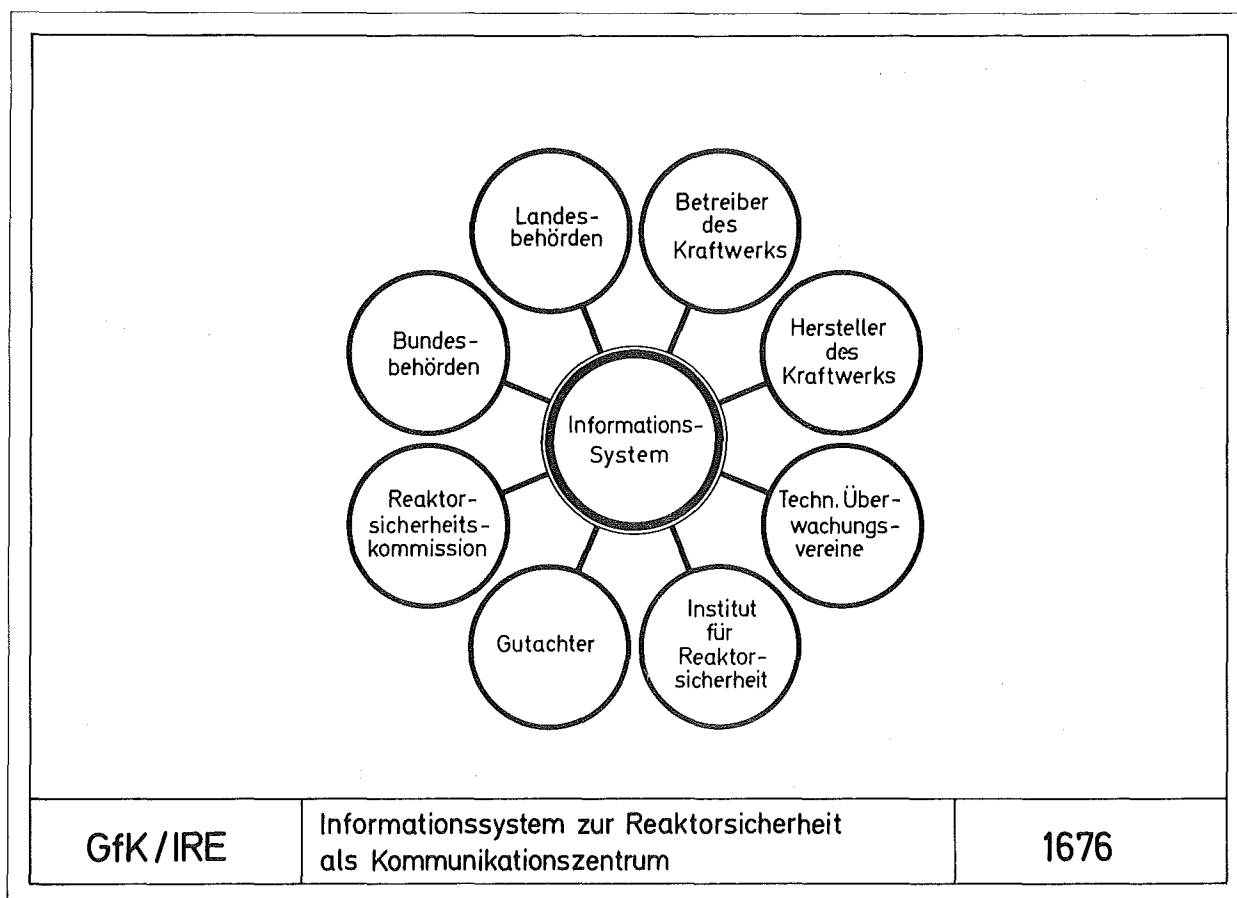


Abb. 4510-1

Ein Vortrag zur Reaktortagung 1973 wurde fertiggestellt und eingereicht. Das Prototypsystem RESI-2 wurde Herren des Bundesministeriums für Bildung und Wissenschaft sowie Vertretern des Instituts für Reaktorsicherheit im praktischen Einsatz vorgeführt.

Über das Informationssystem zur Reaktorsicherheit wurde berichtet in: Wissenschaft, Wirtschaft, Politik Nr. 47/72, S. 7-8.

4511 Erstellung einer Systemstudie
(T.Krings, E.G.Schlechtendahl, G.F.Schultheiß, D.Smidt, IRE)

Im Rahmen der Arbeiten zur Systemstudie wurde eine erste Befragungsaktion bei 103 Personen und Institutionen durchgeführt, die eine Antwortrate von 56 % hatte. Besonders hoch war die Beteiligung der TÜV's (83 % aller Angeschriebenen) und der Hersteller (77 % aller Angeschriebenen). Die Auswertung dieser Aktion ergab als Hauptforderungen an ein Informationssystem Unterstützung der Anstrengungen

- zur Erstellung eines kerntechnischen Regelwerkes und
- zur Standardisierung.

Weiter wurden eine verbesserte Dokumentation und Verfahrenshilfen häufig angeführt. Für die Arbeiten zu RESI folgte daraus, daß keine Verschiebung der bisher verfolgten Schwerpunkte erforderlich ist.

Die als zweiter Schritt geplanten Detailinterviews sollen einen genaueren Aufschluß erbringen. Sie wurden mit den zwei Schwerpunkten

- Landesbehörden und TÜV's und
- Hersteller und Betreiber

bei insgesamt 10 Institutionen im Herbst 1972 durchgeführt.

Weiteres Vorgehen

Zunächst soll die gesamte Befragungsaktion im Detail ausgewertet werden. Anschließend soll der Bericht über die Studie erstellt werden. Hinsichtlich der Vorplanungen zum Bericht ergab sich eine Verzögerung von etwa 2 Monaten, da der Schwerpunkt der Arbeiten im 2. Halbjahr 1972 bei den Prototypsystemen RESI-1 und RESI-2 lag.

4512 Erstellung eines Prototypsystems
(W.Eglin, F.W.Katz, T.Krings, R.Mangelsdorf, A.Pee,
E.G.Schlechtendahl, K.Schramm, G.F.Schultheiß, D.Smidt, IRE)

Ziel und Stand der Arbeiten

Parallel zur geplanten Studie über ein Informationssystem zur Reaktorsicherheit wurde mit dem Aufbau eines Prototypsystems begonnen. Damit sollen praktische Erfahrungen gewonnen und die Demonstration des Verfahrens und der Möglichkeiten eines Informationssystems durchgeführt werden.

Im Berichtszeitraum wurde die Papierversion RESI-1 vervollständigt und verschiedenen Tests unterworfen. So konnte durch Umstellung des Bearbeitungsverfahrens während einer Arbeitszeitanalyse der personelle Aufwand für die Indexierung auf etwa ein Drittel reduziert werden.

Um die erforderliche Qualifikation für das Indexieren genauer zu ermitteln, wurde in Zusammenarbeit mit der Zentralstelle für Atomenergie-Dokumentation (ZAED) eine Probeindexierung vorgenommen. Eine Untersuchung der Durchgangszeit der Dokumente ergab, daß unter Einrechnung aller Ausfälle durch Feiertage und Wochenenden ca. 60 % aller Dokumente nach 8 Tagen im Archiv verfügbar sind (vgl. Abb. 4510-2).

Der Hauptarbeitsanfall war bedingt durch die Umstellung von RESI-1 (Papierversion) auf das System RESI-2, welches computergestützt mit Hilfe von GOLEM (Siemens) aufgebaut wurde. In einer ersten Phase wurde der Gesamtinhalt der RESI-1-Karteien auf das neue System übertragen und soweit erforderlich korrigiert. Abb. 4510-3 zeigt eine am Bildschirmgerät erscheinende Typenfrage, wie sie RESI-2 enthält. Parallel dazu wurde am Stichwortkatalog gearbeitet, um einen ausreichend strukturierten Thesaurus zu erstellen. Außerdem wurde ein Ausgabeprogramm erstellt, das es erlaubt, den RESI-Typenfragenkatalog nach Überprüfung und fachgerechter Zuordnung auf die RSK-Leitlinien zu Vergleichszwecken in übersichtlicher Form zu drucken. Erste Versuchsausdrucke dieses halbautomatisch erstellten Hilfsmittels, das für Genehmigungsbehörden und Gutachter die Funktion einer Checkliste übernehmen kann, wurden angefertigt.

Da RESI-2 zunächst im Rechenzentrum der Fa. Siemens in Köln betrieben wurde, entstanden entsprechend hohe Kosten. Mit dem Bundespresse- und Informationsamt (BPA) konnte eine Vereinbarung getroffen werden, RESI-2 ab Januar 1973 auf dem dort verfügbaren Rechner zu betreiben. Die Umstellung erfordert auch in Karlsruhe Änderungen an den Programmsystemen, bringt jedoch für den Betrieb erhebliche Einsparungen. Das BPA hat sowohl im Hinblick auf diese Vereinbarung wie auch bei der Unterstützung der Systemumstellung großes Entgegenkommen gezeigt.

Weiteres Vorgehen

Zu Beginn des Jahres 1973 soll der RESI-2-Gesamtablauf getestet werden. Danach sind im Rahmen von zwei "RESI-Workshops" Prüfungen des Gesamtsystems gemeinsam mit Mitarbeitern des IRS und der ZAED vorgesehen, die auch zu einer qualitativen Verbesserung des Inhaltes führen sollen.

Eigene Veröffentlichungen:

- [1] D.Smidt: "Engpaß Genehmigungsverfahren", Abendvortrag auf dem IRS-Fachgespräch, Köln, 21.11.1972.
Veröffentlichung in der Atomwirtschaft, im Druck

Veröffentlichungen und Berichte im 2. Halbjahr 1972

J.G. Wilhelm, H. Schüttelkopf:

An Inorganic Absorber Material for Off-Gas Cleaning in Fuel Reprocessing Plants, Proceedings of the 12th AEC Air Cleaning Conference, Aug. 1972, in press.

H.G. Wilhelm, H.G. Dillmann, H. Gerlach:

Testing of Iodine Filter Systems under Normal and Accident Conditions, Proceedings of the 12th AEC Air Cleaning Conference, Aug. 1972, in press.

G. Class, A. Fiege, M. Fischer, G. Hofmann, E. Karb, S. Leistikow:

"Investigations on Fuel Rod Failure during a Loss-of-Coolant Accident in Consideration of ECCS-Criteria"

Vortrag CREST Specialist Meeting on Emergency Core Cooling for Light Water Reactors

München, 18. -20.10.1972

S. Kunze:

Dekontaminationsversuche an Metallflächen mit gas- und dampfförmigen Reagenzien

KFK 1573 (1972)

D. Smidt:

"Engpass Genehmigungsverfahren", Abendvortrag auf dem IRS-Fachgespräch, Köln, 21.11.1972.

Veröffentlichung in der Atomwirtschaft, im Druck

Interne Arbeitsberichte, unveröffentlicht

H. John:

Versuche im KD-Kreislauf (Out-of-pile-Kreislauf des IRB) zum Thema: Transport und Ablagerungen von radioaktiven Stoffen in wasser- und dampfgekühlten Reaktorkreisläufen

G. Class, A. Fiege, M. Fischer, G. Hofmann, E. Karb, S. Leistikow,
Th. Schmidt, W.P. Schmidt:

Memorandum zur Situation der Kernnotkühlung von LWR in USA

Sept. 1972

M. Fischer:

Statusbericht der Projektleitung über das 1. Halbjahr 1972 des Projekts
Nukleare Sicherheit

Okt. 1972

G. Grathwohl:

Erzeugung und Freisetzung von Tritium durch Reaktoren und Wiederaufar-
beitungsanlagen und die voraussichtliche Belastung der Hydrosphäre bis
zum Jahr 2000

Okt. 1972

W. Hübschmann:

Abschätzung der Umgebungsbelastung bei Reaktorunfällen mit Kühlmittel-
verlust und undichtem Sicherheitsbehälter

Okt. 1972

A. Mack:

Durchführbarkeitsstudie für ein passives Core-Catcher-Kühlsystem

Dez. 1972

H. Albrecht:

Beschreibung der ORR- und TREAT-Versuche zum In-pile-Schmelzen von UO_2 -
Proben

Dez. 1972

