

**KERNFORSCHUNGSZENTRUM
KARLSRUHE**

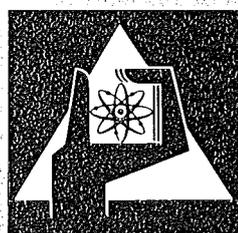
April 1974

KFK 1973

Abteilung Strahlenschutz und Sicherheit

Jahresbericht 1973

H. Kiefer, W. Koelzer



**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 1973

Abteilung Strahlenschutz und Sicherheit

JAHRESBERICHT 1973

Redaktion: H. Kiefer, W. Koelzer

An der Erarbeitung dieses Berichts waren
alle Mitarbeiter der ASS beteiligt.

Gesellschaft für Kernforschung m.b.H., Karlsruhe

Zusammenfassung

Die Durchführung und Gewährleistung des Strahlenschutzes und der technischen Sicherheit auf konventionellem und nuklearem Gebiet im Kernforschungszentrum Karlsruhe obliegt der Abteilung Strahlenschutz und Sicherheit.

Der vorliegende Bericht informiert über die einzelnen Aufgabengebiete, gibt die Ergebnisse der Routinemessungen im Jahre 1973 wieder und berichtet über neue Untersuchungsergebnisse und Entwicklungen der verschiedenen Arbeitsgruppen der Abteilung.

Abstract

Performing and safeguarding radiation protection and technical safety in the conventional and nuclear fields at the Karlsruhe Nuclear Research Center are duties of the Radiation Protection and Safety Department.

This report informs about the different duties, lists the results of routine measurements of 1973, and covers recent results of investigations and developments in the Working Groups of the Department.

Résumé

L'exécution et la garantie de la radioprotection et de la sécurité technique classique et nucléaire du Centre d'Etudes Nucléaires de Karlsruhe rentrent dans la compétence du Service "Radioprotection et Sécurité".

Ce rapport décrit les différents secteurs d'activité, résume les résultats des mesures routinières faites en 1973 et donne des renseignements relatifs aux nouveaux résultats d'études et aux réalisations des différents groupes de travail du Service.

<u>Inhaltsverzeichnis</u>	Seite
1. Aufgabengebiete und Organisation der Abteilung Strahlenschutz und Sicherheit	1
2. Administrative Aufgaben	4
2.1 Sicherheitsingenieur - Strahlenschutz	4
2.1.1 Strahlenschutzsicherheit	4
2.1.2 Personendosiskartei	6
2.2 Sicherheitsingenieur - konventioneller Bereich	8
2.2.1 Anwendung von Laserstrahlen	8
2.2.2 Betriebsüberwachung	8
2.2.3 Übertragung von Pflichten auf Grund der RVO	9
2.2.4 Arbeitsplatzüberwachung	9
2.3 Sicherheitsbeirat	10
2.4 Meldestelle für Kernbrennstoffe	11
2.5 Einsatzplanung	13
2.5.1 Brandbekämpfungspläne	13
2.5.2 Ausbildung der Einsatzleiter vom Dienst	13
2.5.3 Übungen der Einsatzdienste	14
3. Strahlenschutzüberwachung	15
3.1 Arbeitsplatzüberwachung	15
3.2 Dichtigkeitsprüfungen	18
3.3 Überwachung der Ableitungen	19
3.3.1 Abluftüberwachung	19
3.3.2 Abwasserüberwachung	21
3.4 Umgebungsüberwachung	26
3.4.1 Das Überwachungsprogramm	26
3.4.2 Meßergebnisse des Routineprogrammes	30
3.4.3 Besondere Überwachungsmaßnahmen	38
3.4.4 Nullpegelmessungen in der Umgebung von Kernkraftwerken	41
3.5 Personenüberwachung	42
3.5.1 Externe Dosis	42
3.5.2 Inkorporationsmessungen	44
3.6 Radiochemische Überwachungsarbeiten	47
4. Strahlenschutzmeßmethoden	49
4.1 Dosisleistungsmessungen	49
4.1.1 Kalibrierung eines Proportionalzählers zur Messung der Neutronenquellstärke	49
4.1.2 In-vivo-Messungen an ^{238}Pu -Herzschrittmachern	50

	Seite	
4.1.3	Personenbelastung durch ^{238}Pu -Herzschrittmacher	51
4.1.4	Messung der natürlichen Strahlenbelastung in Wohnhäusern und im Freien	51
4.2	Dosimetrie	53
4.2.1	Direktmessung der Körperdosis in der Personendosimetrie	53
4.2.2	$\text{CaF}_2:\text{Dy}$ -Dosimeter zur Messung der natürlichen Strahlungsdosis	
4.2.3	Fadingverhalten des NTA-Kernspurfilmes	56
4.2.4	Albedo-Neutronendosimetrie	57
4.2.5	Unfalldosimetrie-Vergleichsmessungen	60
4.2.6	Arbeiten zur Exoelektronendosimetrie	61
4.3	Messung von Einzelnucliden	62
4.3.1	Messung von ^{131}J im Spaltjodgemisch	62
4.3.2	Messung der Spaltprodukt radioaktivität in der Atmosphäre nach einer Kernwaffenexplosion	65
4.3.3	Aufbau eines $\text{NaJ(Tl)}/\text{CsJ(Tl)}$ -Doppelkristall-Szintillations-Detektors zum Nachweis von inkorporierten Transurangemischen	66
4.3.4	Spezielle Messungen	68
5.	Strahlenschutzmeßgeräte	69
5.1	Wartung und Reparatur von Strahlenschutzmeßgeräten	69
5.2	Elektronische Entwicklungen	71
5.2.1	Dosisleistungsmonitor mit Fernübertragung	71
5.2.2	Real-Time-Glock mit Drucker RTC 73 für das Vielkanal-Analysatorsystem ND 4410	72
5.2.3	Zeitsteuerung für das TLD-Auswertegerät Harshaw Model 2000	73
5.2.4	Schreiberverstärker SV 73	74
5.3	Störfallinstrumentierung	74
5.4	Funktionsprüfung einer Ionisationskammer unter Störfallbedingungen	75
6.	Theoretische Behandlung von Strahlenschutzfragen	76
6.1	Organdosis bei Inhalation von Edelgasen	76
6.2	Probleme der Endlagerung radioaktiver Stoffe	77
6.2.1	Kumulative Dosen in einer festen Matrix	77
6.2.2	Temperaturprofil in bituminierten radioaktiven Abfällen	77
6.2.3	Lagerung von Spaltprodukten in einer Metallmatrix	78
6.3	Abschirmungsberechnungen	79
6.3.1	Transportbehälter für hochaktiven Abfall	79
6.3.2	Manganknollen-Sonde	81
6.4	Kritikalität	81
6.4.1	Kritikalität der Brennelemente in einem Transportbehälter	81
6.4.2	Kritikalität und Neutronenfluß eines Konzentratbehälters	83
6.5	Strahlenbelastung durch Phosphatschlacke in Baumaterialien	84
6.5.1	Verwendung im Hausbau	84
6.5.2	Verwendung im Straßenbau	85

	Seite
7. Filterprogramm	86
7.1 Störfall-Umluftfilter zur Abscheidung von Spaltprodukten aus der Sicherheitsbehälter-Atmosphäre	86
7.1.1 Filteranlage für gasgekühlte Reaktoren	86
7.1.2 Entwicklung von Prüfverfahren für Schwebstoff-Filter unter Normal- und Reaktorstörfallbedingungen	90
7.1.3 Filterprüfstand	92
7.2 Entwicklung von Abluftfiltern für Wiederaufarbeitungsanlagen	93
7.2.1 Bestimmung der Retentionszeiten von Alkyljodiden	93
7.2.2 Umsetzung von Alkyljodiden mit dem anorganischen Jod-Sorptionsmaterial AC 6120	93
7.2.3 Ermittlung der Retentionszeiten von WAK-spezifischen Stoffen	94
7.2.4 Verhalten von Tributylphosphat und Dodekan gegenüber AC 6120	94
7.2.5 Extraktion von Jod-Sorptionsmaterial aus Behälter-Abgasfiltern	96
7.2.6 Jodabscheidung aus den Abgasen der WAK	96
7.2.7 Verbesserung der Imprägnierung des Jod-Sorptionsmaterials AC 6120 für die Verwendung in Wanderbett-Filtern	98
7.3 Abluftfilterung an Reaktoren, Identifizierung von Jodverbindungen in Reaktorabgasen	100
7.3.1 Alterung und Vergiftung von Jod-Sorptionsmaterialien	100
7.3.2 Flüchtigkeit von Jodverbindungen	105
7.3.3 Vor-Ort-Prüfung von Jodfilteranlagen in Kernkraftwerken	108
8. Meteorologie	109
8.1 Statistische Auswertungen	109
8.1.1 Windrichtung und Windgeschwindigkeit	109
8.1.2 Temperatur und Temperaturgradient	111
8.1.3 Höheninversionen	113
8.1.4 Konzentrationsbeständigkeit	116
8.1.5 Horizontal- und Vertikalfluktuationen der Vektorfahnen	116
8.1.6 Ausbreitungsklimatologischer Standortvergleich	118
8.2 Instrumentierung	119
8.2.1 Windfahnen und Anemometer	120
8.2.2 Vektorfahne	121
8.2.3 Temperatur	122
8.2.4 Feuchte	122
8.3 Datenerfassungsanlage	122
8.3.1 Änderungen und Verbesserungen	122
8.3.2 Verfügbarkeit	123
8.3.3 Momentanwerte	123
8.3.4 Neue CALAS-Benutzerprogramme	124
9. Umweltschutz	125
9.1 Strahlenbelastung der Umgebung des Kernforschungszentrums Karlsruhe	125
9.1.1 Strahlenbelastung im Jahre 1973	125
9.1.2 Vorausgeschätzte Strahlenbelastung im Jahre 1974	127
9.2 Messung der γ -Strahlung der FR 2-Abluft	132

	Seite	
9.3	Berechnung der γ -Dosis unter einer Flächenquelle	133
9.4	Auswertung der Ausbreitungsexperimente	134
9.4.1	Ausbreitungsversuche Nr. 13-17 mit Tritium und CCl_4	134
9.4.2	Tritium-Ausbreitungsversuche Nr. 8-18	136
9.5	Meteorologische Auswirkungen der Abwärme aus Kühltürmen	136
9.6	Dosisstatistik	139
9.7	Konzentrationsdosen der bodennahen Luft bei intermittierender Emission	140
9.8	Ausbreitungsexperimente	142
9.9	Forschungsprogramm zur Bestimmung der Tritiumkontamination der Umwelt	147
9.10	Oberwachung der Umgebung des Kernforschungszentrums Karlsruhe auf ^{239}Pu und ^{238}Pu	150
10.	Strahlenschutzmedizin; Öffentlichkeitsarbeit	152
10.1	Strahlenschutzmedizinische Grundsatz- und Organisationsfragen	152
10.2	Kernenergie und Öffentlichkeit	153
11.	Beratertätigkeit, Bibliographie	154
11.1	Beratertätigkeit	154
11.2	ASS-Berichte 1973	156
11.3	Veröffentlichungen 1973	160

Verzeichnis der benutzten Abkürzungen

ADB	Abteilung Dekontaminationsbetriebe
ADI	Abteilung Datenverarbeitung und Instrumentierung
ASS	Abteilung Strahlenschutz und Sicherheit
ASS/Ch	Abt. Strahlenschutz und Sicherheit/Chemie
ASS/GM	Abt. Strahlenschutz und Sicherheit/Geräte und Methoden
ASS/TM	Abt. Strahlenschutz und Sicherheit/Theorie und Meteorologie
ASS/TSB	Abt. Strahlenschutz und Sicherheit/Technisches Sicherheitsbüro
ASS/O	Abt. Strahlenschutz und Sicherheit/Oberwachung
AVW	Abteilung Versorgungsbetriebe und Werkstätten
BGA	Bundesgesundheitsamt
BMI	Bundesministerium des Innern
BMFT	Bundesministerium für Forschung und Technologie
BSV	Bereichsstrahlenschutzverantwortlicher
CALAS	Computer Aided Laboratory Automatic System
DVZ	Datenverarbeitungszentrale
DWD	Deutscher Wetterdienst
DWR	Druckwasserreaktor
EKM	Einkauf und Materialwesen
EvD	Einsatzleiter vom Dienst
FERAB	Anlage zur Einengung fester radioaktiver Abfälle
FID	Flammenionisationsdetektor
FR 2	Forschungsreaktor 2
GfK	Gesellschaft für Kernforschung mbH, Karlsruhe
GWK	Gesellschaft zur Wiederaufarbeitung von Kernbrennstoffen mbH, Leopoldshafen
HFK	Hand-Fuß-Kleider-Monitor
HPRR	Health Physics Research Reactor
HTR	Hochtemperaturreaktor
IAEA	International Atomic Energy Agency
IAK	Institut für Angewandte Kernphysik
IASR	Institut für Angewandte Systemtechnik und Reaktorphysik
IEKP	Institut für Experimentelle Kernphysik

IHCh	Institut für Heiße Chemie
IMF	Institut für Material- und Festkörperforschung
IMF/LB	Institut für Material- und Festkörperforschung/Labor für Brennstabentwicklung
INR	Institut für Neutronenphysik und Reaktortechnik
IRCh	Institut für Radiochemie
IRE	Institut für Reaktorentwicklung
IStL	Institut für Strahlentechnologie der Bundesforschungsanstalt für Lebensmittelfrischhaltung
KBG	Kernkraftwerk-Betriebsgesellschaft mbH
KFZK	Kernforschungszentrum Karlsruhe
KNK	Kompakte Natriumgekühlte Kernreaktoranlage
KTH	Kerntechnischer Hilfszug
LAK	Landesanstalt für Arbeitsschutz und Arbeitsmedizin, Immissions- und Strahlenschutz, Karlsruhe
MAGS	Ministerium für Arbeit, Gesundheit und Sozialordnung Baden Württemberg, Stuttgart
LEM	Labor für Elektronik und Meßtechnik
LIT	Laboratorium für Isotopentechnik
MZFR	Mehrzweckforschungsreaktor
MZK	Maximal zulässige Konzentration
PACT	Projekt Actiniden
PNS	Projekt Nukleare Sicherheit
RBT	Abteilung Reaktorbetrieb und Technik
RB/HZ	Abt. Reaktorbetrieb/Heiße Zellen
r.F.	relative Feuchte
RPL	Radiophotolumineszenz
RVO	Reichsversicherungsordnung
SNEAK	Schnelle Null-Energie Anordnung Karlsruhe
SNR	Schneller Natriumgekühlter Reaktor
STARK	Schnell-Thermischer Argonaut-Reaktor Karlsruhe
SSV	Strahlenschutzverantwortlicher
SSVO	Strahlenschutzverordnung
SUAK	Schnelle Unterkritische Anordnung Karlsruhe
SWR	Siedewasserreaktor

TLD	Thermolumineszenzdosimeter
THTR	Thorium-Hochtemperatur-Reaktor
Tr.	Trockensubstanz
TU	Europäisches Institut für Transurane
UVV	Unfallverhütungsvorschriften
VAK	Versuchsatomkraftwerk Kahl
VDEW	Vereinigung deutscher Elektrizitätswerke
VERA	Versuchsanlage für die Verfestigung radioaktiver Abfalllösungen
WAK	Wiederaufarbeitungsanlage Karlsruhe
ZAED	Zentralstelle für Atomkernenergie-Dokumentation
Zykl.	Zyklotron

1. Aufgabengebiete und Organisation der Abteilung Strahlenschutz und Sicherheit

H. Kiefer, W. Koelzer

Die Abteilung Strahlenschutz und Sicherheit ist für die Gewährleistung und Durchführung des Strahlenschutzes und der technischen Sicherheit auf konventionellem und nuklearem Gebiet zuständig. Die Aufgabenstellung der Abteilung umfaßt sowohl routinemäßige Strahlenschutz- und Sicherheitsaufgaben für die Institute und Abteilungen der Gesellschaft für Kernforschung und die Umgebungsüberwachung für das gesamte Kernforschungszentrum als auch eigene Forschungs- und Entwicklungsarbeiten, die zu einem großen Teil im Rahmen des Projektes Nukleare Sicherheit durchgeführt werden.

Der Abteilung - gegliedert in 5 Bereiche und 2 Referate - gehörten am 31.12.1973 153 Mitarbeiter an: 27 Akademiker, 25 Ingenieure, 89 Techniker und administrative Mitarbeiter und 12 Auszubildende, die eine zweijährige Berufsausbildung als Strahlenschutzassistent(in) erhalten. Außerdem waren 1 ausländischer Gastwissenschaftler und 1 Doktorand in der Abteilung tätig.

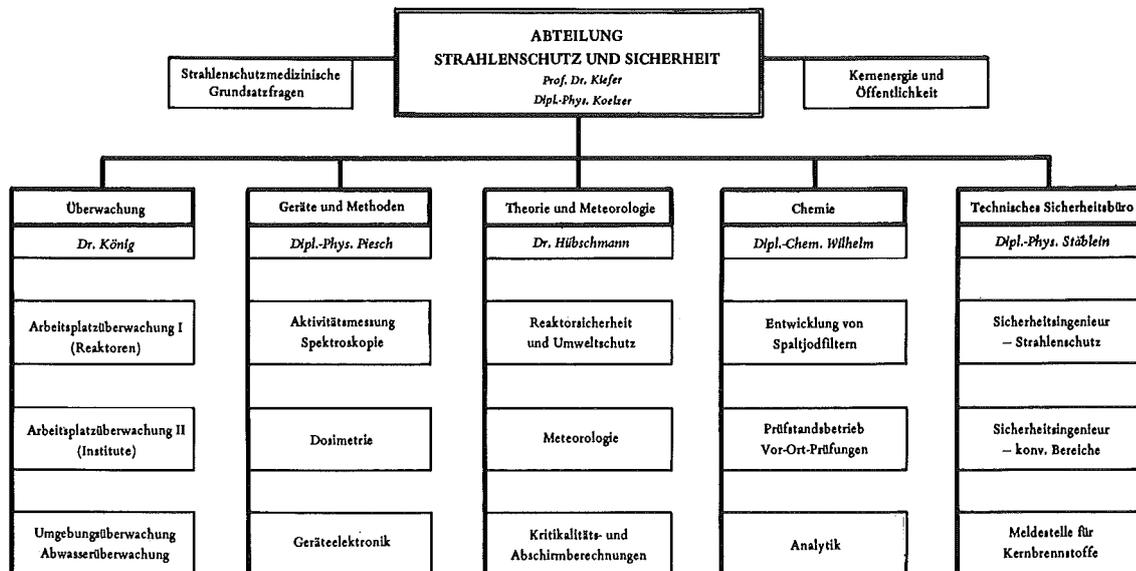


Abb. 1/1: Organisationsplan der Abteilung Strahlenschutz und Sicherheit

Bereich "Überwachung"

Dem Bereich "Überwachung" obliegt der Routinestrahenschutz in den Instituten und Anlagen der Gesellschaft für Kernforschung und die Überwachung der Ableitung radioaktiver Stoffe in die Luft für das gesamte Kernforschungszentrum. Hinzu kommt die Umgebungsüberwachung. Mit zum Teil vollautomatischen Anlagen werden Messungen der Radioaktivität in Luft, Wasser, Boden und biologischem Material in einem Umkreis von 10 km durchgeführt. Eine weitere wesentliche Aufgabe ist die laufende Kontrolle aller anfallenden Abwässer auf Radioaktivität.

Bereich "Geräte und Methoden"

Eine Hauptaufgabe des Bereiches "Geräte und Methoden" ist die Entwicklung, Erprobung und der Test von Strahlenschutzmeßverfahren und -geräten. Kalibrierung und Wartung aller Strahlenschutzmeßgeräte des Kernforschungszentrums, Dichtigkeitsprüfungen umschlossener radioaktiver Stoffe, der Betrieb eines Hochdosis Eichstandes und eines Ganzkörperzählers zur Inkorporationskontrolle sind weitere Aufgaben. Von der Gruppe Dosimetrie werden Routine- und Unfalldosimeter zur Personen- und Ortsdosisüberwachung weiterentwickelt und alle Mitarbeiter der Gesellschaft für Kernforschung mit derartigen Dosimetern routinemäßig überwacht.

Bereich "Theorie und Meteorologie"

Im Bereich "Theorie und Meteorologie" werden Strahlenschutz- und Sicherheitsfragen theoretisch untersucht. Dazu gehören insbesondere Fragen der Reaktorsicherheit im Zusammenhang mit Sicherheitsberichten, Kritikalitätsüberlegungen und Abschirmberechnungen. Von besonderer Bedeutung sind die Berechnungen der Ausbreitung radioaktiver Aerosole, Dämpfe und Gase und der dadurch hervorgerufenen Strahlenbelastung im Normalfall und bei Unfällen. Zur Ermittlung der erforderlichen zahlreichen meteorologischen Daten und Parameter betreibt die meteorologische Gruppe dieses Bereiches einen 200 m hohen Meßmast. Die anfallenden Daten der über 50 Meßgeräte werden in einem Prozeßrechner verarbeitet. Die gewonnenen Untersuchungsergebnisse liefern einen Beitrag zum allgemeinen Problem der Luftreinhaltung und des Umweltschutzes.

Bereich "Chemie"

Der Bereich "Chemie" widmet sich besonders der Entwicklung, Untersuchung und Erprobung von Spaltjod-Adsorbermaterialien und -Filtern und führt vor-Ort-Prüfungen an bestehenden Reaktorjodfilteranlagen durch. Für die Durchführung umfangreicher Filtertests wurde ein Filterprüfstand in Betrieb genommen, in dem unter simulierten Störfallbedingungen Raum- und Abluftfilter von kerntechnischen Anlagen in Originalgröße untersucht werden können. Die Prüfung und Erprobung radiochemischer Verfahren - insbesondere der Schnellverfahren - für Strahlenschutz Zwecke und die Durchführung radiochemischer Arbeiten innerhalb der Gesamtabteilung obliegt ebenfalls diesem Bereich.

Bereich "Technisches Sicherheitsbüro"

Das "Technische Sicherheitsbüro" führt alle administrativen Maßnahmen zur Wahrung der konventionellen und nuklearen Sicherheit durch. Dazu gehören die Prüfung von Erfordernis und Umfang von Genehmigungen sowie die Überwachung der Einhaltung aller die technische Sicherheit betreffenden Gesetze, Verordnungen, Auflagen und Regeln der Technik. Zu diesem Zweck werden u.a. Karteien über die Personendosis der Beschäftigten, die radioaktiven Stoffe und Kernbrennstoffe geführt. Außerdem werden die Geschäfte des Sicherheitsbeirats des Kernforschungszentrums wahrgenommen.

Referate "Kernenergie und Öffentlichkeit" und "Strahlenschutzmedizinische Grundsatzfragen"

Die in zunehmendem Maß steigende Notwendigkeit der Information der Öffentlichkeit über die Kernenergie, speziell über die mit Strahlenschutz, Sicherheit und Umweltbeeinflussung zusammenhängenden Fragen, wird vom Referat "Kernenergie und Öffentlichkeit" wahrgenommen. Es werden Argumente und Gegenargumente für die Anwendung der Kerntechnik gesamt-

melt und gesichtet mit dem Ziel, die Meinungsbildung der Bevölkerung zu versachlichen, die bisher häufig von verschiedenen Seiten zu emotionell "aufgeklärt" wurde.

Die Hauptaufgabe des Referats für "Strahlenschutzmedizinische Grundsatzfragen" liegt in der Planung und Organisation der strahlenschutzmedizinischen Überwachung in der gesamten Kerntechnik. Zur Zeit werden vorwiegend Fragen im Zusammenhang mit der Novellierung der Euratomgrundnormen und der Strahlenschutzverordnung bearbeitet, sowie Länderbehörden bei der Errichtung neuer Kernkraftwerke beraten. Hinzu kommt eine Unterstützung des Referates "Kernenergie und Öffentlichkeit" auf strahlenschutzmedizinischem Gebiet.

2. Administrative Aufgaben

Das Technische Sicherheitsbüro führt alle zentralen administrativen Maßnahmen zur Wahrung der konventionellen und nuklearen Sicherheit durch.

Technisches Sicherheitsbüro	<ul style="list-style-type: none"> - Leitung und Koordinierung - Behördenkontakte - Sicherheitsbeirat - Stellvertreter des Sicherheitsbeauftragten
Sicherheitsingenieur - Strahlenschutz	<ul style="list-style-type: none"> - Genehmigungen, Auflagen - Bestellung zum SSV - Betriebsbegehung - Personendosiskartei
Sicherheitsingenieur - konventioneller Bereich	<ul style="list-style-type: none"> - Pflichtenübertragung nach RVO - Betriebsüberwachung - Information und Ausbildung über allgemeine Sicherheit - Unfallanalyse
Meldestelle	<ul style="list-style-type: none"> - Erfassung von Kernbrennstoffen und radioaktiven Stoffen - Bestandsmeldungen - Transportaufsicht - Behördliche Inspektionen
Einsatzplanung	<ul style="list-style-type: none"> - Information und Ausbildung der Einsatzdienste - sicherheitstechnische Unterlagen - Kommunikationsmittel

2.1 Sicherheitsingenieur - Strahlenschutz

H. Roock

2.1.1 Strahlenschutzsicherheit

- Sicherheitsüberwachung:

Zur Überprüfung von Strahlenschutzmaßnahmen einschließlich Beachtung von Belehrungsterminen und Prüfung auf Einhaltung der jeweiligen Genehmigungsaufgaben wurden im Berichtsjahr 81 Betriebsbegehungen in den Instituten und Abteilungen durchgeführt, in deren Verantwortungsbereichen mit radioaktiven Stoffen oberhalb der allgemeinen Freigrenzen nach Anlage I der 1. SSVU umgegangen wird. 24 der 30 Routinebegehungen konnten im Beisein eines Betriebsratsmitgliedes durchgeführt werden. 10 weitere Begehungen wurden zusammen mit den Aufsichtsbehörden durchgeführt.

- Unterstützung der Strahlenschutzverantwortlichen:

Neben der laufenden Beratung bei der Einrichtung und Abgrenzung von Kontrollbereichen, bei der Erfüllung von Behördenauflagen und bei mit dem Strahlenschutz zusammenhängenden Fragen, wurden eine neue Umgangsgenehmigung, 4 Erweiterungen der bestehenden Genehmigungen (Nachträge) für den Umgang mit radioaktiven Stoffen, zwei wasserrechtliche Zulassungsbescheide und eine Beförderungsgenehmigung von den Aufsichtsbehörden erlangt.

Der allen Strahlenschutzverantwortung tragenden Personen zur Verfügung gestellte SSV-Ordner wurde laufend ergänzt; u.a. durch die Erstellung von Hinweisen für den Atemschutzgeräteinsatz.

Auf Grund der neu erlassenen Röntgenverordnung wurden die Röntgengeräte und Störstrahler erfaßt und die Unterlagen zur Anmeldung bei der Aufsichtsbehörde fertiggestellt.

- Bestellung von Strahlenschutzverantwortlichen:

22 Mitarbeiter wurden neu mit der Strahlenschutzverantwortlichkeit betraut. Ihre nach § 3 der 1. SSVO erforderliche Fachkunde für den Strahlenschutz wurde der Genehmigungsbehörde gegenüber nachgewiesen.

Z.Zt. sind in den Instituten und Abteilungen der Gesellschaft für Kernforschung bestellt:

27	Strahlenschutzverantwortliche (SSV)
46	Stellvertreter des SSV
55	Bereichs-Strahlenschutzverantwortliche (BSV)

- Zwischenfallerfassung:

Tabelle 2/1 zeigt die im Berichtsjahr gemeldeten Zwischenfälle. Als untere Grenze bei der Zwischenfallerfassung werden Personenkontaminationen angesehen, die zur Dekontamination der Medizinischen Abteilung zugeführt werden. Insgesamt wurden 73 Zwischenfälle im Strahlenschutzbereich registriert. Die Aufgliederung in der nachfolgenden Tabelle erfolgte nach dem jeweils überwiegenden Merkmal.

Zwischenfallursache	
Technische Mängel	27 %
Organisatorische Mängel	7 %
Verhaltensmängel	52 %
Höhere Gewalt	6 %
Nicht zu klären	8 %
Betroffenes Objekt	
Personen	71 %
Gegenstände	16 %
Luft	13 %
Bei Personen betroffen	
Kopf	46 %
Hände	35 %
Ganzkörper	19 %

Tab. 2/1 : Zwischenfälle im Zusammenhang mit radioaktiven Stoffen

2.1.2 Personendosiskartei

- Erweiterung des Aufgabenbereiches

Für die Mitglieder des Kerntechnischen Hilfszuges (KTH) wurden Strahlenpässe (Muster: Vereinigung Deutscher Elektrizitätswerke) zum Jahresbeginn eingeführt, da bei diesem Personenkreis Strahlenbelastungen außerhalb des Verantwortungsbereiches von GfK-Strahlenschutzverantwortlichen nicht auszuschließen sind. Die Führung der Strahlenpässe innerhalb des GfK-Verantwortungsbereiches obliegt der Personendosiskartei.

- Routineaufgaben

In der Personendosiskartei werden die von der amtlichen Meßstelle und die in der Eigenüberwachung ermittelten Personendosen registriert und gemäß § 36 (3) der 1. SSVO 30 Jahre aufbewahrt. Die amtlichen Meßwerte werden den Strahlenschutzverantwortlichen zugeleitet, die bei Überschreitung der in § 25 der SSVO festgesetzten höchstzulässigen Dosen gesondert unterrichtet werden.

Zu den Aufgaben der Personendosiskartei gehören Ausgabe und Annahme der amtlichen Personendosimeter, sowie deren Versand an die nach Landesrecht zuständige Meßstelle unter Benutzung der zum Teil von der Personendosiskartei auszufüllenden Überwachungsbogen zur Personendosis-Feststellung, sowie Kennzeichnung und Montage des aus Glasdosimeter, GfK-internem Kritikalitätsdosimeter und Kunststoffolienhülle bestehenden amtlichen Glasdosimeters.

Die Mitarbeiter einer größeren Anzahl von Instituten und Abteilungen werden an Hand der Kartei der Medizinischen Abteilung zur regelmäßigen Strahlenschutzuntersuchung und gegebenenfalls zur Inkorporationsanalyse gemeldet. Neben einer karteimäßigen Erfassung wird bei ärztlichen Bedenken gegen eine Weiterbeschäftigung im Kontrollbereich oder gegen einen Umgang mit offenen radioaktiven Stoffen, der jeweils zuständige Strahlenschutzverantwortliche und auf Grund des Betriebsverfassungsgesetzes der Betriebsrat hierüber unterrichtet.

Weitere Aufgaben: Registrierung der Strahlenschutzbelehrungstermine, Einleitung des Abschlußuntersuchungsverfahrens bei aus den GfK-Diensten ausscheidenden Mitarbeitern.

- Personendosimetrie

Die Gesamtzahl von 4223 Überwachten Personen, einschließlich Fremdfirmenangehörigen, zum Stand Dezember 1973 teilt sich prozentual wie folgt in die einzelnen Dosimetergruppen auf.

Dosimeterart	Meßstelle	Dosimetergruppe				
		Ia	Ib	II	III	IV
Filmdosimeter γ	LAK	X	X			
Filmdosimeter n	LAK		X			
Glasdosimeter, amtll.	LAK			X		
Glasdosimeter, intern	GfK (ASS/GM)	X	X		X	X
Stabdosimeter	GfK (ASS/U)	X	X	X	X	
Kritikalitätsdosimeter	GfK (ASS/GM)	X	X	X	X	
Einstufung	(%)	22,7	10,2	10,9	11,3	44,9

Tab. 2/2 : Dosimetergruppen

	Prozentuale Anzahl der Personendosismeßwerte (mrem)					
	<100	100-499	500-999	1000-1499	1500-4999	>5000
Jan.	92,9	5,2	1,2	0,4	0,3	-
Febr.	93,3	5,3	1,0	0,4	-	-
März	90,7	6,7	1,9	0,4	0,3	-
April	87,6	8,8	2,6	0,6	0,3	0,1
Mai	86,5	8,2	2,8	1,3	1,2	-
Juni	88,5	8,9	2,1	0,4	0,1	-
Juli	91,6	6,1	1,8	0,3	0,1	0,1
Aug.	90,5	6,1	2,1	0,8	0,5	-
Sept.	90,0	6,2	2,5	1,2	0,1	-
Okt.	88,5	10,1	1,3	0,1	-	-
Nov.	93,0	6,0	1,0	-	-	-
Dez.	95,9	3,8	0,2	-	0,1	-

Tab. 2/3: Amtliche Filmdosimetrie (Monatliche Auswertung)

Tabelle 2/4 zeigt die prozentuale Häufigkeit der mit amtlicher Glasdosimetrie (Dosimetergruppe II) ermittelten Personendosen (vierteljährliche Auswertung)

	Prozentuale Anzahl der Personendosismeßwerte (mrem)			
	<100	100-499	500-999	>1000
I. Quartal	74,9 %	23,7 %	1,4 %	-
II. Quartal	80,4 %	18,8 %	0,8 %	-
III. Quartal	78,4 %	17,2 %	2,4 %	2,0 %
IV. Quartal	80,8 %	17,8 %	1,2 %	0,2 %

Tab. 2/4: Amtliche Glasdosimetrie

2.2 Sicherheitsingenieur - konventioneller Bereich

E. Windbühl

2.2.1 Anwendung von Laserstrahlung Vorsorge - Schutzmaßnahmen

Für die Laserstrahlung besteht im Hinblick auf deren besonderen Eigenschaften eine Vielzahl von Anwendungsmöglichkeiten. So werden heute Lasereinrichtungen u.a. bei der Materialbearbeitung, Metallverdampfung und im Vermessungswesen eingesetzt.

Auch in den Labors werden Laser vermehrt verwendet. Die hohe Intensität des gebündelten Laserstrahles kann bei Außerachtlassung notwendiger Schutzmaßnahmen zu Gesundheitsschädigungen für die im Laserbereich Beschäftigten führen.

Besonders gefährdet sind hierbei, selbst bei geringer Energie- bzw. Leistungsdichte von Laserstrahlen, die Augen.

Bei hoher Leistungs- bzw. Energiedichte können jedoch auch die Haut und ggfs. tiefer liegende Organe beeinträchtigt werden.

Auf Grund der zunehmenden Verbreitung der Lasereinrichtungen sahen sich die Berufsgenossenschaften veranlaßt, zum Schutze der Beschäftigten eine Unfallverhütungsvorschrift "Laserstrahlen" zu erstellen. Diese neue UVV ist seit dem 1. April 1973 in Kraft. In dieser UVV werden die Unternehmungen verpflichtet:

1. die erstmalige Inbetriebnahme einer Lasereinrichtung der Berufsgenossenschaft und der für den Arbeitsschutz zuständigen Behörde anzuzeigen,
2. für den Betrieb von Lasereinrichtungen sachkundige Laserschutzbeauftragte schriftlich zu bestellen,
3. für die notwendigen Schutzmaßnahmen im Laserbereich zu sorgen, auch hinsichtlich der Nebenwirkungen von Laserstrahlen, wie z.B. unbeabsichtigte Zündung feuergefährlicher oder explosiver Stoffe,
4. im Laserbereich Beschäftigte durch ärztliche Vorsorgeuntersuchungen überwachen zu lassen.

Im Berichtszeitraum wurden auf Grund dieser UVV 10 Lasereinrichtungen angezeigt und 7 Mitarbeiter schriftlich zu Laserschutzbeauftragten bestellt. Die Laserschutzbeauftragten sind verpflichtet, in ihrem Verantwortungsbereich für einen sicheren Betrieb und die notwendigen Schutzmaßnahmen, die sich aus der UVV ergeben, zu sorgen.

2.2.2 Betriebsüberwachung

Im Rahmen der allgemeinen Betriebsüberwachung sowie auf Grund besonderer Erfordernisse wurden im Berichtsjahr 118 Begehungen in den Instituten und Abteilungen durchgeführt, hiervon 15 mit einem Vertreter des Betriebsrates und 9 gemeinsam mit einem Aufsichtsbeamten der Gewerbeaufsicht.

Die Entwicklung des Unfallgeschehens in den Jahren 1960 bis 1973 ist aus Abb. 2/1 zu ersehen. In den aufgeführten Unfallzahlen sind auch nichtmeldepflichtige Unfälle mit einbezogen - also Unfälle, die keine oder Ausfallzeiten unter 3 Tagen zur Folge hatten.

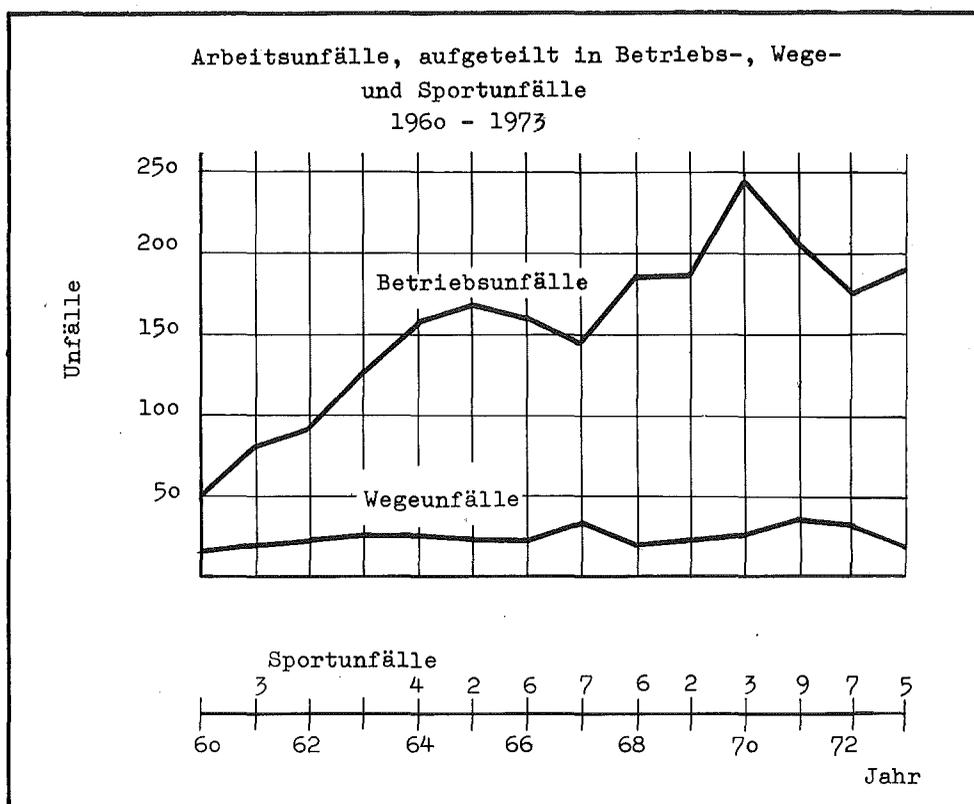


Abb. 2/1

2.2.3 Übertragung von Pflichten auf Grund der §§ 775 und 719 der Reichsversicherungsordnung

Im Jahre 1973 wurden 37 Neubestellungen bzw. Änderungen in der Pflichtenübertragung vorgenommen.

Zur Zeit sind bei der Gesellschaft für Kernforschung bestellt:

- 51 Sicherheitsbeauftragte nach § 719 RVO
- 31 Betriebsleiter nach § 775, Abs. 1, Satz 2 RVO
- 140 Aufsichtspersonen nach § 775, Abs. 1, Satz 1 RVO

2.2.4 Arbeitsplatzüberwachung

E.Banschbach, W. Reuble

Gesundheitsschutz und Arbeitssicherheit fordern in zunehmendem Maße Arbeitsplatzüberwachungen, die sicherstellen, daß Einwirkungen vermieden oder beseitigt werden, die für den hier arbeitenden Menschen später eine gesundheitliche Schädigung nach sich ziehen können.

In diesem Zusammenhang sind folgende drei Gesichtspunkte besonders beachtenswert:

1. Licht-und Sichtverhältnisse
2. Geräuschbildung
3. Schadstoffeinflüsse

Im Berichtsjahr wurden an insgesamt 50 Arbeitsplätzen nachstehende Kontrollen durchgeführt:

Datum 1973	Meßort	Gesichtspunkt	Ergebnis
Januar	Fernheizwerk	Lärm	zeitweilig Gehörschutz erforderlich
	Dampfzentrale Nord	Lärm	
März	IRCH-Glasbläserei	Nitrose Gase Lärm	Verbesserung des Abzuges
Mai	Druckerei	Lärm	Anzeige einer Berufskrankheit
Juni	Abluftanlage IHCH	Lärm	Anzeige einer Berufskrankheit
Juni/ Juli	Wasserwerk Süd und Tiefgestade	Lärm	Tragen von Gehörschutz und Vorsorgeuntersuchung
Juli	IMF	Lärm	Abzugsverbesserung
	Hauptlager-Versand	Äthylalkohol Methyläthylketon	
	IEKP-Galvanik	Tetrachloräthylen	
Sept.	KNK	Lärm	unter der Nachweisgrenze
Okt.	ADB	Schadstoffe	
	Reprographie	Ozon	Empfehlungen zur Verbesserung des Arbeitsplatzes
Nov.	INR	Lärm	Änderung der Versuchsanlage
	IEKP-Werkstattraum	Trichloräthylen	Austausch von Brennern Ausleuchtung verbessern
Dez.	ISTB	Schadstoffe	
	ZAED	Lichtverhältnisse	

Tab. 2/5: Messungen am Arbeitsplatz

2.3 Sicherheitsbeirat

G. Stäblein

Der Sicherheitsbeirat für das Kernforschungszentrum Karlsruhe - Ladung, Vorbereitung und Protokollführung sind Aufgaben des Leiters ASS/TSB - trat in der jeweiligen Besetzung im Jahre 1973 wie folgt zusammen:

Datum	Gremium	Thema
2. 2.	ADB	Einrichtung einer Strahlenschutz-Sicherheitsgruppe
5. 4.	WAK	Störfallbericht, betriebliche Erweiterungen
5. 4.	ADB	Abfallbehandlung, Bericht Sicherheitsausschuß
11. 7.	WAK	Schneiden von VAK-Stäben, betriebliche Veränderungen
24. 7.	SNEAK	Aufbau und Aufgaben der Anordnungen SNEAK-9C
11.10.	ADB	Stand der Arbeiten, Sicherheitsbetrachtungen
16.10.	FR 2	Einlagerung von schwach radioaktiven Abwässern
20.11.	WAK	Erweiterung der Lagerung von mittelaktiven Abfalllösungen

Tab. 2/6: Sicherheitsbeirat-Sitzungen

2.4 Meldestelle für Kernbrennstoffe

W. Stock

Die Meldestelle ist für die Erfassung, Überwachung, Kontrolle und Meldung von Kernbrennstoffen, sonstigen radioaktiven Stoffen und Schwerwasser der GfK zuständig.

Erfassung

- Alle Ausgangsstoffe und besondere spaltbare Stoffe der GfK und GfK-fremder Anlagen im Kernforschungszentrum sowie GfK-Material bei fremden Anlagen
- sonstige radioaktive Stoffe (nach offenen, umschlossenen und erzeugten Stoffen)
- Schwerwasser (nach Beständen, Bewegungen und Verlusten der einzelnen Anlagen)

Überwachung der Genehmigungsvoraussetzungen

- Umgang, Lagerung und Transport
- Ein- und Ausfuhr

Kontrolle

- der Spaltstoffe bei Inspektionen durch Behörden in den einzelnen Instituten und Abteilungen der GfK
- der Buchführung, Belege und Meldungen der einzelnen Anlagen

Meldungen

Aus den Unterlagen der Buchführung wurden 1973 insgesamt 1 980 Meldungen und Berichte an die zuständigen Behörden erstellt

- Generaldirektion Energie und Überwachung der Sicherheit EURATOM, Luxemburg

monatlich	über Ausgangsstoffe und besondere spaltbare Stoffe (nach Verordnung Nr. 8 der EURATOM-Kommission)
vierteljährlich	über Schwerwasser (Anordnung der EURATOM-Kommission)
Sofortberichte	über Ein- und Ausfuhr von Kernbrennstoffen der Gemeinschaft im Verkehr mit Drittländern (nach Verordnung Nr. 8 der EURATOM-Kommission)
- Bundesministerium für Forschung und Technologie, Bonn

vierteljährlich	über den Bestand, Erzeugung, Verbrauch und Verlust von Kern- brennstoffen kanadischen Ursprungs (Anordnung BMFT vom 5.11.1968)
-----------------	--------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------
- Bundesamt für Gewerbliche Wirtschaft, Frankfurt

monatlich	über Ausgangsstoffe und besondere spaltbare Stoffe (nach Verordnung Nr. 8 der EURATOM-Kommission)
-----------	------------------------------------------------------------------------------------------------------
- Ministerium für Arbeit, Gesundheit und Sozialordnung Baden-Württemberg, Stuttgart

monatlich	über Ausgangsstoffe und besondere spaltbare Stoffe (nach Verordnung Nr. 8 der EURATOM-Kommission)
halbjährlich	über die im zurückliegenden Halbjahr erzeugten radioaktiven Stoffe (Anordnung vom 30.11.1964)

- halbjährlich Über den Anfall an radioaktiven Abfällen im Abfallager der GfK
(Anordnung vom 15.12.1964)
- jährlich Über den Bestand an radioaktiven Stoffen mit Halbwertszeiten von
mehr als 100 Tagen
(nach der 1. SSV0 vom 15.10.1965)
- jährlich Über den Bestand an radioaktiven Abfällen im Abfallager der GfK
- Landesanstalt für Arbeitsschutz und Arbeitsmedizin, Immissions- und Strahlenschutz,
Karlsruhe
- halbjährlich Über jeden umschlossenen Strahler, der über der Freigrenze liegt
und eine Halbwertszeit von mehr als 100 Tagen hat
(Anordnung vom 29.3.1966)
- Gewerbeaufsichtsamt, Karlsruhe
- monatlich über Ein- und Ausfuhr von Kernbrennstoffen und sonstigen radio-
aktiven Stoffen
- monatlich über die im zurückliegenden Monat erzeugten radioaktiven Stoffe
(nach der 1. SSV0 vom 15.10.1965)
- Bayerisches Staatsministerium für Landesentwicklung und Umweltfragen, München
- monatlich über Ausgangsstoffe und besondere spaltbare Stoffe
(nach Verordnung Nr. 8 der EURATOM-Kommission)

Transportüberwachung und Begleitung für Plutonium-Bewegungen des KFZK

Pu-Bewegungen werden nur mit Genehmigung und unter direkter Aufsicht eines Vertreters der Meldestelle durchgeführt. 1973 wurden 98 externe Pu-Transporte entsprechend der Auflagen der einzelnen Transportgenehmigungen überwacht und 279 interne Pu-Transporte durchgeführt. Diese Tätigkeit erstreckte sich auch auf GfK-fremde Anlagen innerhalb des KFZK.

Monat	Thorium		abger.U.		U-nat.		anger.U.		Plutonium		Gesamt	
	int.	ext.	int.	ext.	int.	ext.	int.	ext.	int.	ext.	int.	ext.
Jan.	-	1	-	2	30	7	39	13	40	10	109	33
Febr.	-	-	1	-	26	6	11	2	24	3	62	11
März	-	-	4	2	23	11	8	3	31	15	66	31
April	-	-	2	1	24	9	16	4	28	6	70	20
Mai	-	-	2	5	14	5	10	6	16	6	42	22
Juni	-	-	2	1	19	9	11	3	17	7	49	20
Juli	-	-	7	-	11	10	14	6	11	11	43	27
Aug.	-	-	-	-	13	2	8	3	18	3	39	8
Sept.	1	1	-	1	21	12	29	10	30	11	81	35
Okt.	-	-	-	4	28	12	10	16	29	11	67	43
Nov.	-	-	2	-	7	3	9	5	12	7	30	15
Dez.	-	-	1	2	28	7	17	6	23	8	69	23
1973	1	2	21	18	244	93	182	77	279	98	727	288

Tab. 2/7: GfK-interne und externe Spaltstoffbewegungen

Inspektionen

Auf Grund der Artikel 81 und 82 des Vertrages zur Gründung der Europäischen Atomgemeinschaft sowie dem bilateralen Abkommen Kanada/Bundesrepublik Deutschland wurden folgende Anlagen/Stoffe einer Kontrolle unterzogen:

durch die Generaldirektion Energie und Überwachung der Sicherheit EURATOM, Luxemburg

23. 1. - 26. 1.	ASS/TSB, STARK, MZFR, SNEAK
26. 3. - 30. 3.	ASS/TSB, ASS/GM, IAK, IMF III, IHCH, IMF
6.11. - 7.11.	ASS/TSB, MZFR, STARK, SNEAK

durch das Atomic Energy Control Board Ottawa, Canada

14. 3. - 15. 3.	ASS/TSB, SNEAK, INR
-----------------	---------------------

Für die Erstellung einheitlicher Berichte und Meldungen hat die Meldestelle nachfolgende Richtlinien, Merkblätter und Formblätter veröffentlicht und an alle Institute und Abteilungen der GfK verteilt.

- Richtlinien

Allgemeine Richtlinien für die Organisation einer Materialbuchhaltung für nukleare Stoffe

- Merkblätter

- a) zur Meldung von Ausgangsstoffen und besonderen spaltbaren Stoffen
- b) zur Meldung bestrahlter Kernbrennstoffe
- c) zur Meldung sonstiger radioaktiver Stoffe
- d) zur Meldung umschlossener radioaktiver Strahler
- e) zur Meldung von Schwerwasser
- f) für das Fahrpersonal beim Transport von radioaktiven Stoffen einschließlich Kernbrennstoffen

- Formblätter

- | | |
|-----------------------------|-----------------------------------------------------------------------------------------|
| a) Materialbegleitschein - | zum Transport von Kernbrennstoffen |
| b) Transportbegleitschein - | zum Transport sonstiger radioaktiver Stoffe |
| c) Formblätter - | für die Erstellung der Monats-, Quartals-,
Halbjahres- und Jahresberichte an ASS/TSB |

2.5 Einsatzplanung

W. Reuble

2.5.1 Brandbekämpfungspläne

Die Erstellung und laufende Überarbeitung von Brandbekämpfungsplänen gibt den Einsatzdiensten Informationen über die Möglichkeit der Hilfeleistung bei Stör- und Schadensfällen.

Im Berichtsjahr 1973 kamen neue Brandbekämpfungspläne für die in Tabelle 2/8 aufgeführten Bereiche zur Verteilung.

2.5.2 Ausbildung der Einsatzleiter vom Dienst

Zur Ausbildung der Einsatzleiter vom Dienst (EVD) werden Ortseinweisungen in den Gebäuden und Anlagen durchgeführt, die bauliche oder strukturelle Änderungen erfahren haben oder deren Begehung längere Zeit zurückliegt.

Hierbei lernen die EvD vor Ort Aufgabenstellung und Tätigkeit der jeweiligen Anlage oder Institution kennen und orientieren sich persönlich durch Diskussion über spezifische Gefahrenquellen, Hilfs- und Einsatzmöglichkeiten.

Bedingt durch den Schichtdienst der EvD ist es erforderlich je Bereich drei Führungen anzusetzen, um allen Auszubildenden die Teilnahme zu ermöglichen. An den Veranstaltungen nehmen bestellte Einsatzleiter vom Dienst und stellvertretendes Schichtpersonal teil. Die in Tabelle 2/9 genannten Bereiche wurden aufgesucht.

Gebäude Nr.	
121, 125 und 221	Allgemeine Verwaltung 1
211	Kantinengebäude
252 - 253	AVW/Bauhof
B 252	EKM/Gerätelager
420 - 423 und 428	Institut für Neutronenphysik und Reaktortechnik
424 - 426	Institut für Angewandte Kernphysik
453 - 455	Schnelle Unterkritische Anordnung Karlsruhe
544	EKM/Fertigungskontrolle
572 - 574	IMF/Labor für Brennelement-Entwicklung
721 - 725	Institut für Heiße Chemie
151, 703, 1191	Wasserwerke

Tab. 2/8: Brandbekämpfungspläne

RBT/Heiße Zellen
IMF/Labor für Brennelement-Entwicklung
ADB/Einengungsanlage und Lager radioaktiver Abfälle
Institut für Angewandte Kernphysik
AVW/Wasserwerke und Zusatzanlagen
Institut für Neutronenphysik und Reaktortechnik
Medizinische Abteilung mit Ambulanz und Toxikologischem Labor

Tab. 2/9: EvD-Begehungen

2.5.3 Übungen der Einsatzdienste

Auflagengemäß fanden folgende Alarmübungen unter Beteiligung der Einsatzkräfte und Beschäftigten statt

2. 2.	Gebäude B 251	"Brand, Personenrettung, Kontamination"
12. 2.	IHCH	"Raumkontamination"
28. 2.	WAK	"Brand im Kontrollbereich, Personenrettung"
4. 4.	KNK	"Unfall d. Stromeinwirkung, Personenrettung"
29. 9.	KFZK	Allgemeine regionale Feuerwehrrübung
9.10.	KNK	"Feuerwehreinsatz"
31.10.	IHCH	"Feuer im Kontrollbereich"

Tab. 2/10: Übungen der Einsatzdienste

3. Strahlenschutzüberwachung

3.1 Arbeitsplatzüberwachung

L.A. König, H.-U. Berger, J. Amann, D. Beier

Die Arbeitsplatzüberwachung erfolgt durch Routinemessungen und kurzfristig angeforderte zusätzliche Messungen. Art und Umfang der Routinemessungen sind langfristig mit den zuständigen Strahlenschutzverantwortlichen vereinbart. Die kurzfristig angeforderten Messungen ergänzen das Routineprogramm unter besonderer Berücksichtigung von Betriebsablauf und Betriebszustand in den überwachten Anlagen und Instituten.

In Tab. 3/1 sind einige im Zusammenhang mit der Arbeitsplatzüberwachung interessante Zahlen zusammengefaßt und den Zahlen des Vorjahres gegenübergestellt. Der Arbeitsaufwand für Direktmessungen von Äquivalentdosisleistung und Oberflächenkontamination ist aus dieser Tabelle nicht ersichtlich. Als Erfolg der Bemühungen, wo immer möglich, Direktmessungen der Oberflächenkontamination durchzuführen, hat die Anzahl der durchgeführten Wischtests wiederum etwas abgenommen. Deutlich erkennbar ist der Anstieg der Anzahl der registrierten Kontaminationen, ausgenommen Personenkontaminationen. Dieser Anstieg darf jedoch nicht überschätzt werden, da im Falle erhöhter Kontaminationsgefahr die Überwachung gezielt intensiviert wird, was natürlich auch zu einem erhöhten Anfall kontaminierter Proben führt.

Jahr		1972	1973
Wischtests	insgesamt	450 000	445 100
	> 2 Nulleffekt	76 300	80 700
Luftstaubmessungen		18 300	18 300
Kontaminationen	Räume (einschl..Gegenstände)	174	218
	Fußboden (ausschließlich)	1 200	1 338
	Sachen	1 800	2 177
	Personen	324	261
	Atemluftproben	285	690

Tab. 3/1 Übersicht über die Ergebnisse der Arbeitsplatzüberwachung

In den Tabellen 3/2 und 3/3 werden die Angaben von Tab. 3/1 nach Strahlerart und Arbeitsplatz sowie nach dem Grund der Wischtestnahme aufgegliedert. Bemerkenswert ist das Anwachsen der Anzahl der auf Anforderung genommenen Wischtests, das den steigenden Arbeitsanfall im Bereich der Arbeitsplatzüberwachung verdeutlicht. Dieser ist nicht nur durch die Überwachung von Baustellen innerhalb von Kontrollbereichen im Bereich der Abteilung Dekontaminationsbetriebe bedingt, sondern auch durch den wachsenden Umgang mit radioaktiven Stoffen in vielen Bereichen des Kernforschungszentrums. Dieser erhöhte Arbeitsan-

fall konnte nur durch den zentral gesteuerten Einsatz des Personals an den jeweiligen Schwerpunkten ohne Personalaufstockung bewältigt werden. Die erhöhten Anforderungen sind auch aus dem Anwachsen des prozentualen Anteils der Summe von α + β - und α -Kontaminationen an der Gesamtzahl der Kontaminationen gekennzeichnet, was den für den Strahlenschutz besonders aufwendigen wachsenden Umgang mit α -Strahlern zeigt.

			1972	1973
			Prozentualer Anteil	
Wischtests	> 2 NE		17	18
	auf Anforderung		36	40
	Routine		64	59
Kontaminationen	Raum (einschl. Gegenstände)	α	6	11
		β	46	35
		$\alpha+\beta$	48	54
	Fußboden (ausschließlich)	α	16	14
		β	63	51
$\alpha+\beta$		21	35	
Sachen	α	17	11	
	β	62	63	
	$\alpha+\beta$	21	26	
Atemluft	α	25	17	
	β	64	35	
	$\alpha+\beta$	11	48	
Personen	α	8	14	
	β	90	79	
	$\alpha+\beta$	2	7	

Tab. 3/2 Aufschlüsselung der Kontaminationsmessungen nach Strahlerart und Anlaß der Messungen

Institut/Abteilung			ADB	FR 2	RB/HZ	IHCh	IRCh	Sonst.
Kontaminationen	Raum (einschl. Gegenstände)	α	0	0	0	8	17	75
		β	7	26	0	3	8	56
		$\alpha+\beta$	82	0	2	7	6	3
	Fußboden (ausschl.)	α	55	0	1	30	12	2
		β	41	5	14	5	15	20
		$\alpha+\beta$	75	0	10	9	4	1
	Sachen	α	9	2	1	42	34	12
		β	21	22	31	4	7	15
		$\alpha+\beta$	29	1	52	11	6	1

Tab. 3/3 Prozentuale Verteilung der Ergebnisse auf verschiedene Bereiche

1973 wurden im Strahlenschutzmeßlabor der Arbeitsplatzüberwachung 150 Proben γ -spektroskopisch untersucht. Dabei handelt es sich um 80 Glasfaserfilter, 23 Kohlefilter, 22 Wischtests, 22 aktivierte oder kontaminierte Gegenstände, 2 Gasproben und um eine Vor-Ort-Messung. Die Herkunft der Proben ist aus Tab. 3/4 zu entnehmen. Eine Übersicht über die identifizierten Radionuklide wird in Tab. 3/5 gegeben. Die beiden häufigsten Radionuklidpaare waren ^{106}Ru - ^{106}Rh sowie ^{137}Cs - $^{137\text{m}}\text{Ba}$. In einigen Fällen wurden quantitative Aktivitätsbestimmungen durchgeführt, was einen erhöhten Zeitaufwand bedeutet. Zusätzlichen Zeitaufwand erfordert auch die Zunahme des Anteils der Nuklidgemische an der Gesamtzahl der Proben sowie der Anzahl der Nuklide in den Nuklidgemischen. Ca. 200 weitere Proben wurden spektroskopiert, ohne daß ein Meßprotokoll angefertigt wurde, z.B. wenn das Meßergebnis ein bekanntes Ergebnis bestätigte.

1973 wurden 23 400 Raum- und Abluftfilter auf α - β -Pseudokoinzidenzanlagen ausgemessen. Dabei wurde auf ca. 450 Filtern eine α -Aktivität $> 0,1$ nCi und auf ca. 650 Filtern eine β -Aktivität $> 0,5$ nCi festgestellt. Auch dies bedeutet eine wachsende Aktivität in den gemessenen Proben.

Abteilung/Institut	ADB	IRCh	FR 2	Inst.	IHCh	RB/HZ	SNEAK	ASS/Ch
Zahl der Proben	55	36	32	11	7	7	1	1

Tab. 3/4 Herkunft der γ -spektroskopierten Proben

Nuklide	Anzahl der Fälle	Nuklide	Anzahl der Fälle
^{106}Ru - ^{106}Rh	59	^7Be	1
^{137}Cs - $^{137\text{m}}\text{Ba}$	50	^{22}Na	1
^{131}J	43	^{35}S	1
^{95}Zr - ^{95}Nb	32	^{42}Ka	1
^{144}Ce - ^{144}Pr	30	^{51}Cr	1
^{134}Cs	29	^{57}Co	1
^{133}J	12	^{58}Co	1
^{60}Co	11	^{65}Zn	1
^{125}Sb - $^{125\text{m}}\text{Te}$	6	^{85}Kr	1
^{110}Ag	4	^{89}Rb	1
^{138}Cs	4	^{122}Sb	1
Thoronfolgeprodukte	4	^{124}Sb	1
^{38}Cl	3	^{126}J	1
^{41}Ar	3	^{135}J	1
^{76}As	3	^{139}Ba	1
^{82}Br	2	^{198}Au	1
^{99}Mo - $^{99\text{m}}\text{Tc}$	2	Rn-Folgeprodukte	1
^{132}J	2	^{226}Ra +Folgeprodukte	1
^{139}Np	2		

Tab. 3/5 γ -spektroskopisch im Strahlenschutzmeßlabor identifizierte Radionuklide

Dosen TIK [mrem]	A D B			FR 2	RB/HZ	Zykl.	IHCh	IRCh	Sonst.
	ADB- Person.	AVW- Person.	Fremdf. Person.						
400 - 600	143	13	35	3	2	1	3	3	2
600 - 800	72	8	19	-	1	-	3	-	-
800 - 1000	50	3	18	-	-	-	-	-	-
> 1000	47	15	50	-	-	-	-	-	1

Tab. 3/6 Aufschlüsselung der mit Taschenionisationskammern (TIK) gemessenen Monatsdosen oberhalb 400 mrem nach Größe und Einsatzort

Tab. 3/6 enthält eine Aufschlüsselung der mit Taschenionisationskammern gemessenen Monatsdosen oberhalb 400 mrem nach Größe und Einsatzort. Sie zeigt deutlich, daß der Schwerpunkt des Strahlenschutzeinsatzes zur Zeit bei der Abteilung Dekontaminationsbetriebe liegt. Dort mußte 1973 auch wegen Erreichen der höchstzulässigen 13 Wochen-Dosis von 3 rem in 20 Fällen Mitarbeitern der Zutritt zu Kontrollbereichen zeitweise gesperrt werden.

Die Überwachung des inaktiven Mülls in Mülltonnen und sonstigen Behältnissen wurde fortgesetzt. In 20 Fällen wurden radioaktive Stoffe gefunden und sichergestellt. In 2 Fällen mußte der vor der Ausfahrt aus dem Kernforschungszentrum kontrollierte gesellschaftseigene Müllwagen zur Sicherstellung radioaktiver Stoffe entleert werden. In den genannten Fällen handelte es sich um aktivierte oder kontaminierte Gegenstände, deren Gesamtaktivität unter der Freigrenze bzw. in der Nähe der Freigrenze lag, so daß bei deren unkontrollierter Ausfuhr niemand gefährdet worden wäre.

3.2 Dichtigkeitsprüfungen

H. Fessler, H. Junker

Die nach der 1. Strahlenschutzverordnung vorgeschriebenen Dichtigkeitsprüfungen an umschlossenen radioaktiven Stoffen werden für alle im Kernforschungszentrum vorhandenen Quellen aufgrund einer Ermächtigung der Aufsichtsbehörde von unabhängigen Sachverständigen für Dichtigkeitsprüfungen in Eigenüberwachung durchgeführt.

Im Jahre 1973 wurden 240 Dichtigkeitsprüfungen an umschlossenen radioaktiven Stoffen durchgeführt. Bei diesen Prüfungen wurden 3 undichte Quellen festgestellt. Weiterhin wurde bei 7 Herstellerprüfungen eine undichte Quelle ermittelt, wegen einer Kontamination der Quellen waren 2 Wiederholungsprüfungen nötig.

3.3 Überwachung der Ableitungen

3.3.1 Abluftüberwachung

L.A. König, J. Amann

Die Ableitung radioaktiver Stoffe aus dem Kernforschungszentrum Karlsruhe in die Atmosphäre wird gemäß Grundsätzen, die mit den Aufsichtsbehörden vereinbart sind, im Abluftplan vorgeplant.

Tab. 3/7 gibt eine Übersicht über die im Jahr 1973 von den einzelnen Anlagen des Kernforschungszentrums Karlsruhe abgeleitete Aktivität. In die Zusammenstellung wurden nur Anlagen und Radionuklide aufgenommen, bei denen mindestens einmal im Jahr 1 % des nach dem Abluftplan zulässigen Monatswertes überschritten wurde. Die angegebenen Meßwerte sind für die von der Gesellschaft für Kernforschung betriebenen Anlagen teils von Mitarbeitern der Abteilung Strahlenschutz und Sicherheit/Überwachung, teils in Zusammenarbeit mit den überwachten Institutionen ermittelt worden. Die Meßwerte aus den Anlagen des Kernforschungszentrums, die nicht von der Gesellschaft für Kernforschung betrieben werden, wurden von den zuständigen Betriebsgesellschaften festgestellt. Um die Beurteilung der mitgeteilten Ergebnisse zu erleichtern, werden die nach dem Abluftplan zulässigen Werte sowie die Vorjahreswerte angegeben. Überschreitungen zulässiger Werte sind durch Einrahmen der Zahlenwerte kenntlich gemacht.

Der scheinbare Rückgang der ^{41}Ar -Ableitungen des FR 2 beruht darauf, daß aufgrund technischer Verbesserung der Abluftmessung eine genauere Bestimmung möglich geworden ist. Die für die Ermittlung der Argonableitungen des FR 2 vorgesehene Meßstelle war früher mit einem Schwingkondensatorverstärker ausgerüstet, der - dem damaligen Stand der Technik entsprechend - eine beträchtliche Nullpunkt drift aufwies. Aus diesem Grund wurde die Argonableitung des FR 2 nicht durch Integration des Schreiberstreifens, sondern über die Energiefreisetzung des Reaktors bestimmt, zumal gezeigt werden konnte, daß mit sehr guter Genauigkeit die Argonableitung der im Reaktor durch Kernspaltung freigesetzten Energie proportional ist. Inzwischen wurde der Schwingkondensatorverstärker durch einen hochstabilen transistorisierten Verstärker moderner Bauart ersetzt, was zu einer erheblichen Verbesserung der Nullpunktstabilität geführt hat. Diese Verbesserung ermöglichte eine nochmalige, noch genauere Überprüfung der Proportionalität der Argonableitung zur Energiefreisetzung sowie eine Neubestimmung des Proportionalitätsfaktors. Dabei wurde bestätigt, daß der frühere Proportionalitätsfaktor - wie beabsichtigt - konservativ festgelegt worden war. Die aus den revidierten Argonableitungswerten berechneten Werte für die Strahlenbelastung am Zaun des Kernforschungszentrums entsprechen zugleich besser den Ergebnissen der Umgebungsüberwachung.

Die Messung der Tritiumableitungen aus der FERAB (Geb. 536) befinden sich noch im Experimentierstadium, da infolge von Änderungen am Abgassystem die Abluftmessung überprüft werden muß.

Tab. 3/7 Ableitung radioaktiver Stoffe im Jahre 1973 aus dem Kernforschungszentrum Karlsruhe in die Atmosphäre (Aktivitätsangaben in Ci)

Anlage	FR 2		MZFR			WAK			ADB, FERAB			ADB Geb. 545 (Deko flüssig) Geb. 546			IHCh		IRCh		INR	Zyklotron	RB/HZ
	Nuklid	⁴¹ Ar	³ H	³ H	B	C	A	B	Spaltedelgas 85Kr	A	B	C	B	C	A	A	C	B	C	³ H	⁴¹ Ar, ¹⁵⁰ N ¹³ N
n. Abluftplan zul. Monatswert	30 000	120	500	0,15	300	1.10 ⁻³	0,5	50 000	1.10 ⁻⁴	5.10 ⁻²	50	2.10 ⁻³	15	8.10 ⁻⁶	1.10 ⁻⁴	100	1.10 ^{-4*}	5	10	50	5.10 ^{-3*}
Januar	10631,5	18,2	28	-	29	2.10 ⁻⁴	-	9 000	2,9.10 ⁻⁵	1,5.10 ⁻³	-	7.10 ⁻⁵	5,1	-	-	-	-	-	3	6,8	-
Februar	7992,5	53,4	34	-	45	2.10 ⁻⁴	-	7 000	8,3.10 ⁻⁶	7.10 ⁻⁴	-	9.10 ⁻⁵	6,2	-	-	-	-	-	-	5,3	-
März	7570	59,2	70	-	50	5.10 ⁻⁴	0,13	8 500	2.10 ⁻⁵	2,7.10 ⁻³	-	5,6.10 ⁻⁵	3,5	-	-	-	-	-	-	10,6	-
April	11198,8	12,4	190	6.10 ⁻²	8	8.10 ⁻⁵	2.10 ⁻²	-	1,8.10 ⁻⁵	5.10 ⁻³	-	4,6.10 ⁻⁵	1,7	-	-	-	-	8,8.10 ⁻²	0,8	3	1,4.10 ⁻⁴
Mai	7526	51,3	126	-	4,5	7.10 ⁻⁴	3.10 ⁻²	-	5,8.10 ⁻⁶	1,8.10 ⁻²	-	2,6.10 ⁻⁴	1,4	2,3.10 ⁻⁶	-	-	1.10 ⁻⁴	-	3	7,7	-
Juni	9088	15,3	115	-	< 4	1,5.10 ⁻⁴	2.10 ⁻²	-	6,8.10 ⁻⁵	7,8.10 ⁻³	-	-	0,2	-	-	-	-	-	-	17,2	-
Juli	9359,2	65,7	75	-	< 4	1,3.10 ⁻⁴	3.10 ⁻²	-	3,8.10 ⁻⁶	1,6.10 ⁻²	-	-	0,6	-	-	-	-	-	-	8,2	-
August	7419,5	62,7	45	-	< 4	8.10 ⁻⁵	8.10 ⁻²	-	1,4.10 ⁻⁵	4,9.10 ⁻³	-	5,3.10 ⁻⁴	0,4	-	-	-	6,42	-	-	24,1	-
September	11083	16	33	-	-	3,6.10 ⁻⁵	-	-	5,4.10 ⁻⁶	1,4.10 ⁻²	-	-	5	-	-	-	ca. 1,4.10 ⁻⁵	-	2	2,7	-
Oktober	5547,2	50,2	165	-	-	1,5.10 ⁻⁵	-	-	8.10 ⁻⁵	2,5.10 ⁻³	134	-	1,5	-	-	-	ca. 2,1.10 ⁻⁶	-	3	9,2	-
November	9514	18,1	80	-	-	-	-	-	1,9.10 ⁻⁵	9.10 ⁻³	25	-	-	-	1.10 ⁻⁶	3,5	ca. 7.10 ⁻⁷	-	-	5,1	-
Dezember	9575,8	60,7	130	-	70	-	-	-	5,1.10 ⁻⁶	1,7.10 ⁻²	-	1.10 ⁻⁴	-	-	-	2,5	ca. 1.10 ⁻⁶	-	2	20	-
Summe	106 500	483,2	1091	6.10 ⁻²	< 218,0	2,1.10 ⁻³	0,31	24 500	2,76.10 ⁻⁴	0,10	ca. 159	1,1.10 ⁻³	25,6	2,3.10 ⁻⁶	-	6,0	ca. 0,42	8,8.10 ⁻²	13,8	120	1,4.10 ⁻⁴
n. Abluftplan zul. Jahreswert	220 000	1000	4000	1,5	3000	1.10 ⁻²	4	350 000	1.10 ⁻³	0,4	500	1,5.10 ⁻²	100	2,5.10 ⁻⁵	8.10 ⁻⁴	800	1.10 ^{-3*}	30	100	500	4.10 ^{-2*}
Vorjahreswert	145 818	602,8	542	-	953	3,75.10 ⁻³	0,13	67 710	1,74.10 ⁻³	0,17	-	1,63.10 ⁻³	48	-	1.10 ⁻⁶	-	-	0,19	21,8	14,7	-

* = 1/10 von B (¹³¹I)

Zusätzlich wurden 84 Ci ³H bei Ausbreitungsversuchen freigesetzt (Meßwerte < 1 % vom Monatswert nicht erfaßt)

Gruppe	Nuklide
A	Beliebige Mischung von α -, β - und γ -Strahlern
B	Beliebige Mischung von β - und γ -Strahlern, wenn die α -Strahler sowie Pb-210, Ac-227, Ra-228, Pu-241, Am-242m und Cf-254 unberücksichtigt bleiben können*. Die Ableitung von J-129 und J-131 wird auf 1/10 der in Tab. 3/7 angegebenen Werte beschränkt.
C	Ar-41, Spaltedelgase, Cl-38, N-13, O-15, H-3.

* "Unberücksichtigt bleiben" können diese Radionuklide nur dann, wenn die Konzentration in der Luft nur einen geringfügigen Teil der in Tabelle A des Anhangs 3 der Euratom-Strahlenschutznormen angegebenen höchstzulässigen Konzentration darstellt.

Tab. 3/8 Erläuterung der Nuklidgruppen zur Tabelle 3/7

3.3.2 Abwasserüberwachung

M. Winter, H. Schüler

Am Kernforschungszentrum Karlsruhe fallen jährlich rund $4 \cdot 10^5 \text{ m}^3$ Abwasser an. Diese Abwassermenge setzt sich etwa zu je einem Drittel zusammen aus den sog. Regenerierwässern der Reaktoren (FR 2, MZFR, KNK), aus den Chemieabwässern der verschiedenen Institute und der Wiederaufbereitungsanlage und aus den Fäkalabwässern. Während Regenerier- und Fäkalabwässer als "aktivitätsfrei" anzusehen sind und ohne Kontrollmessung der Kläranlage zugeführt werden können, sind die als "schwachaktiv" bezeichneten Chemieabwässer mit Aktivitätskonzentrationen bis zu $0,1 \text{ Ci/m}^3$ vorher einer solchen Kontrollmessung zu unterziehen. Die Chemieabwässer werden deshalb zunächst in 40 Abwasserstationen mit insgesamt rund 190 Abwassertanks gesammelt.

Zur Überwachung dieser Abwässer waren 1973 insgesamt 12 321 Proben zu untersuchen, um im Sinne der 1. Strahlenschutzverordnung in Verbindung mit der geltenden wasserrechtlichen Genehmigung über ihre Freigabe zu entscheiden. Rund 8 % dieser Proben erwiesen sich als "unfrei".

Solche "unfreien" Abwässer gelangen in die Verdampfer der Dekontaminationsanlage, "freie" Abwässer und die Destillate dieser Anlage gelangen schließlich in die Endbecken der Kläranlage. Vor der Ableitung der Abwässer in den Vorfluter werden im Sinne einer Endkontrolle die 4 Endbecken für Chemieabwasser mit je 600 m^3 und die 2 Endbecken für Fäkalabwasser mit je 450 m^3 Fassungsvermögen überwacht. 1973 wurden insgesamt 678 Endbeckenfüllungen abgeleitet. Damit waren 1973 insgesamt 12 999 Abwasserproben auszumessen. Die Probenzahl ist gegenüber dem Vorjahr (1972: 13 122 Proben) praktisch konstant geblieben. Abb. 3/1 zeigt die Entwicklung der jährlich zu untersuchenden Abwasserprobenzahl seit 1964.

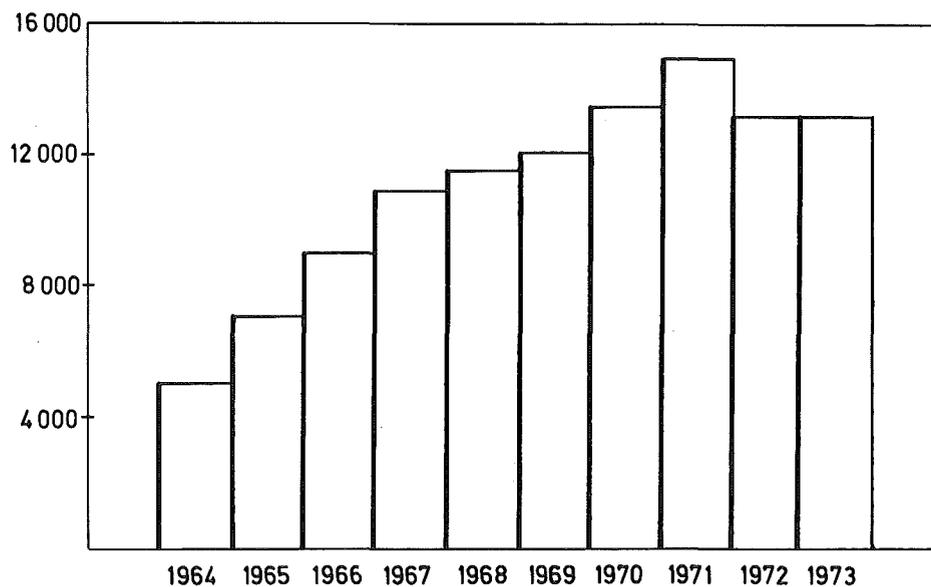


Abb. 3/1 Jährliche Anzahl der Abwasserproben

Wegen der hohen Betriebskosten zur Dekontamination unfreier Abwässer (1973: 130 DM/m³) besteht die Aufgabe der Abwasserüberwachung nicht nur darin, die Einhaltung maximal zulässiger Konzentrationen zu kontrollieren, sondern auch in dem Bemühen, die Freigabemöglichkeiten der 1. SSV0 durch Nuklididentifizierungen immer besser auszuschöpfen. Dabei geht es um jene Proben, die nicht bereits aufgrund einer einfachen α - und β -Bruttoaktivitätsmessung als unanalysierte Gemische freigegeben werden können bzw. nicht bereits aufgrund dieser einfachen Messung als unfrei bezeichnet werden müssen. Das betrifft im wesentlichen Abwässer im Konzentrationsbereich zwischen $1 \cdot 10^{-6}$ Ci/m³ und $3 \cdot 10^{-5}$ Ci/m³. Der Umfang der Anwendung von Methoden zur Nuklididentifizierung wird allein durch den Zeitdruck begrenzt, unter dem die Messungen im Abwasserlabor ausgeführt werden müssen, da nur Abwasserproben von bereits vollen Sammelbehältern eingeliefert werden. Die Entscheidung über die Freigabe einer Abwassercharge muß binnen 1 bis 2 Stunden nach Einlieferung der Probe erfolgen.

Seit Juli 1973 verfügt das Abwasserlabor für α -spektroskopische Untersuchungen über einen neuen Vielkanalanalysator (Fa. Canberra Mod. 8100), dessen alphanumerische Anzeige aller interessanten Daten auf dem Bildschirm eine wesentlich beschleunigte Auswertung der α -Spektren ermöglichte. Die Teile dieser Anlage (Vielkanalanalysator, Gitterionisationskammer und Vakuumpumpe) wurden in einem Spezialgestell zu einer Einheit zusammengefaßt (s. Abb. 3/2).

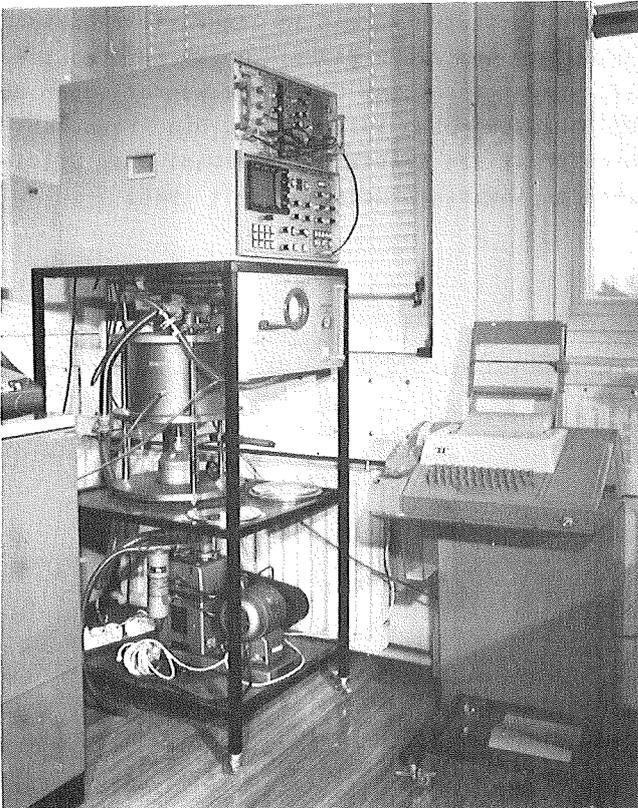


Abb. 3/2 Gitterionisationskammer und Vielkanalanalysator zur α -spektroskopischen Untersuchung großflächiger Proben

Eine Übersicht über die 1973 im Abwasserlabor durchgeführten Einzelmessungen und über die Herkunft der Proben gibt Tabelle 3/9. Der Jahressumme von rund 19 400 Proben stehen rund 44 000 Einzelmessungen gegenüber, die entweder zum Freigabeentscheid oder zum Erhalt der gewünschten Informationen erforderlich waren. Im Mittel waren 1973 im Abwasserlabor arbeitstäglich 78 Proben auszumessen bzw. 174 Einzelmessungen auszuführen.

Art der Proben	Zahl der Proben 1973	Zahl der durchgeführten Messungen						Summe der Einzelmessungen
		α	β	^3H	α -Spektr.	γ -Spektr.	β -Energiebestimmung	
Abwasser	12 999	12 999	12 999	5 434	680	2 718	746	35 576
Schlamm aus Zyklator und Abwasserstationen	315	315	315	-	-	-	-	630
Wasserproben FR 2 (Kühlkreislauf und Absetzbecken)	460	460	460	460	-	460	-	1 840
Luftfeuchteproben zur Abluftüberwachung (FR 2 und "Dekoflüssig")	2 070	14	14	2 071	-	11	9	2 119
verschiedene Proben	360	169	136	35	16	133	28	517
Luftfeuchteproben für Ausbreitungsexperimente (PNS 4312)	702	-	-	702	-	-	-	702
Wasserproben für Tritium-Meßprogramm (PNS 4130)	2 478	-	-	2 559	-	-	-	2 559
Jahressumme	19 384	13 957	13 924	11 261	696	3 322	783	43 943

Tab. 3/9 Art und Zahl der Proben und der 1973 durchgeführten Einzelmessungen

Ein Drittel aller Proben waren keine Abwasserproben. Auch 1973 machten Institute und Abteilungen des KFZK sowie einige Fremdfirmen von der Möglichkeit Gebrauch, Wasser- und Feststoffproben verschiedenster Art und Herkunft im Abwasserlabor untersuchen zu lassen. Hier sind insbesondere zu nennen die Kontrollmessungen von Wasserproben aus Kühlkreislauf, Absetzbecken und Naßlager des FR 2, die Luftfeuchteproben zur Tritiumüberwachung der Luft in verschiedenen Betriebsräumen des FR 2 und zur Überwachung der Tritiumemissionen mit der Abluft von FR 2 und ADB. Schließlich wurden auch alle Tritiummessungen im Rahmen der Umgebungsüberwachung und des Projekts Nukleare Sicherheit im Abwasserlabor durchgeführt (s. Tab. 3/9).

Die in den 40 Abwassersammelstationen des KFZK 1973 angefallene Gesamtmenge an sog. Chemieabwasser lag mit rund $146\,000\text{ m}^3$ (s. Tab. 3/11) um $90\,000\text{ m}^3$ unter dem Wert für 1972. Diese Abnahme ist ausschließlich auf die stark reduzierte Abgabe von Regenerierwässern des MZFR zurückzuführen (Betriebspause MZFR von Mitte März bis Ende November 1973), die im Gegensatz zu den Regenerierwässern der anderen Reaktoren z.T. vor der Einleitung in die Endbecken einer Aktivitätskontrolle unterzogen wurden und deshalb zu der o.g. Summe beitrugen.

Sieht man von diesen Regenerierwässern des MZFR ab, so zeigt sich, daß 1973 die Menge des eigentlichen Chemieabwassers mit rund 122 000 m³ gegenüber dem Vorjahr praktisch konstant geblieben ist.

Die Zunahme der gesamten im Chemieabwasser angefallenen Aktivität ist auch 1973 fast ausschließlich auf die Ableitungen der WAK zurückzuführen (Tab. 3/10). Die β -Aktivität aller nicht von der WAK stammenden Abwässer ging insgesamt gegenüber dem Vorjahr um 40 %, die α -Aktivität um 20 % zurück.

Abwasser- sammelstationen	f_{α}			f_{β}		
	$\frac{1971}{1970}$	$\frac{1972}{1971}$	$\frac{1973}{1972}$	$\frac{1971}{1970}$	$\frac{1972}{1971}$	$\frac{1973}{1972}$
KFZ insgesamt	4,1	8,2	1,0	18	1,5	1,5
WAK	4,8	9,7	1,0	146	1,7	1,5
alle anderen Anlagen	2,7	1,3	0,8	3,6	0,4	0,6

Tab. 3/10 Steigerungsquoten der angefallenen Abwasseraktivität seit 1971

$$f = \frac{\text{Abwasseraktivität des Jahres } n}{\text{Abwasseraktivität des Jahres } (n-1)}$$

Die Verteilung der angefallenen Abwasseraktivität auf die verschiedenen Anlagen und Institute des KFZK zeigen die Tabellen 3/11 und 3/12. Von der WAK stammen bei nur 3 % Anteil an der Gesamtabwassermenge mehr als 97 % der gesamten α - und β -Aktivität. Um die Struktur der Herkunft der restlichen Abwasseraktivität nicht durch den beherrschenden Anteil der WAK zu verdecken, wurden die Aktivitätsanteile aller anderen Anlagen des KFZK, geordnet nach abnehmender β -Aktivität, in Tabelle 3/12 getrennt aufgeführt und ihre Summe wieder gleich 100 % gesetzt. Die Summe dieser β -Aktivität lag 1973 mit rund 3,8 Ci um 3 Ci niedriger als im Vorjahr, die Summe der α -Aktivität nahm um 17 mCi auf 98 mCi ab. 92,2 % der gesamten α -Aktivität und 99,1 % der gesamten β -Aktivität fiel in nur 8 der 40 Abwassersammelstationen an.

Die gesamte 1973 aus dem KFZK in den Altrhein abgeleitete Abwassermenge (s. Tab. 3/13) hat gegenüber dem Vorjahr um 18 % abgenommen. Während die 1973 mit dem Abwasser abgeleitete β -Aktivität gegenüber dem Vorjahr in ihrer Höhe unverändert blieb, erreichte der Jahreswert für die abgeleitete α -Aktivität nur 15 % des Wertes für 1972. Die 1973 abgegebene Tritiumaktivität liegt mit 1 580 Ci um rund 30 % unter dem Vorjahreswert.

Die Überwachung der mit dem Abwasser abgeleiteten Radioaktivität wurde durch Maßnahmen der Umgebungsüberwachung ergänzt (s. Kap. 3.4).

Chemieabwasser und Abwasser- aktivität	α-Bruttoaktivität		β-Bruttoaktivität		Abwassermenge	
	Ci	%	Ci	%	m ³	%
im KFZ insgesamt	4,05	100	208,4	100	145 772	100
davon entfallen auf: WAK	3,95	97,5	204,4	98,1	4 578	3,1
alle anderen Anlagen	0,095	2,5	4,04	1,9	141 194	96,9

Tab. 3/11 1973 im Kernforschungszentrum angefallene Chemieabwassermengen und Abwasseraktivität

Abwassersammel- stationen des KFZK <u>außer</u> WAK	α-Bruttoaktivität		β-Bruttoaktivität		Abwassermenge	
	mCi	%	mCi	%	m ³	%
MZFR	0,6	0,6	1284,1	33,9	1853	1,3
RB/Heiße Zellen	17,4	17,7	1889,6	49,8	2024	1,4
TU	12,0	12,2	297,6	7,9	6	<0,1
IHCh	55,2	56,1	165,5	4,4	5781	4,1
FR 2 (3 Stationen)	0,5	0,5	56,3	1,5	3173	2,2
FERAB	3,3	3,4	42,5	1,1	400	0,3
Wäscherei	1,7	1,7	20,3	0,5	8460	6,0
alle restlichen 32 Abwasserstationen	7,7	7,8	33,0	0,9	119497	84,6
Summe	98,4	100	3788,9	100	141194	100

Tab. 3/12 Herkunft und Aktivitätsanteil des 1973 im Kernforschungszentrum angefallenen Chemieabwassers, ausgenommen WAK

1973		Nachgewiesene Aktivität	Abwassermenge
Aus dem KFZK abge- leitete Abwasser- aktivität	α	0,2 mCi	3,8 · 10 ⁵ m ³
	β	170 mCi	
	³ H	1580 Ci	

Tab. 3/13 1973 aus dem KFZK in den Altrhein bei Leopoldshafen abgeleitete Abwasseraktivität

3.4 Umgebungsüberwachung

M. Winter, D. Schwenke

3.4.1 Das Überwachungsprogramm

Der Routineteil der Umgebungsüberwachung des Kernforschungszentrums Karlsruhe wurde auch 1973 nach dem im Februar 1969 vom Arbeits- und Sozialministerium Baden-Württemberg gebilligten Programm durchgeführt.

Das Programm besteht aus zwei Teilen: I. Direktmessung der Strahlung und II. Aktivitätsmessungen. Während Teil I der Erfassung möglicher Gefahren für den Menschen durch direkte Strahleneinwirkung von außen dient und Dosisgrößen ermittelt, dient Teil II der Erfassung einer möglichen Inkorporationsgefahr für den Menschen, indem der Radioaktivitätsgehalt in verschiedenen Medien bestimmt wird, die vom Menschen direkt oder indirekt aufgenommen werden.

- I. Direktmessung der Strahlung
 - I.1 Zählrohraußenstationen
 - I.2 Zählrohr-Monitor-Anlage zur Überwachung des Betriebsgeländes
 - I.3 Festkörper-Dosimeter
- II. Aktivitätsmessungen
 - II.1 Aerosolgehalt der Luft
 - II.2 Niederschlag
 - II.3 Wasser
 - II.4 Biologisches Material

Eine vollständige und detaillierte Beschreibung des unveränderten Überwachungsprogrammes wurde in tabellarischer Form im Jahresbericht 1972 (KFK-1818, S. 29-31) gegeben. Im Folgenden wird deshalb das Überwachungsprogramm nur in groben Zügen skizziert.

Die an den 8 Zählrohrstationen (s. Abb. 3/4) - eine Station im Kernforschungszentrum und 7 Außenstationen in den benachbarten Ortschaften - registrierten Meßwerte des ($\beta+\gamma$)-Strahlungspegels können telefonisch abgefragt werden. Eine Information über den Strahlungspegel in einem Umkreis von 2 bis 8 km stünde damit auch in einer Unfallsituation innerhalb weniger Minuten zur Verfügung.

Auf dem Betriebsgelände des Kernforschungszentrums befinden sich außer den beiden Meßhütten mit Sammeleinrichtungen für Niederschläge und Luftstaub die insgesamt 31 Meßstellen der Zählrohr-Monitor-Anlage (s. Abb. 3/3). 13 dieser Meßstellen gestatten im Hinblick auf Unfallsituationen mit starken Strahlungsfeldern eine Registrierung der γ -Dosisleistung bis zu 10^3 R/h. 14 Meßstellen erfassen den unteren Meßbereich vom Nullpegel bis zu 10 mR/h. Lediglich 4 Detektoren an der Grenze des Betriebsgeländes der WAK sind im Gegensatz zu allen anderen Meßstellen der Zählrohr-Monitor-Anlage nicht mit Energiekompensationsfiltern ausgerüstet, um die β -Empfindlichkeit dieser Zählrohre im Hinblick auf eine Erfassung der ^{85}Kr -Emissionen der WAK zu erhalten.

Ein Musteraufbau der Zählrohr-Monitor-Anlage war Bestandteil der Exponate der GfK auf der Informationsschau "Technik und Umwelt", die im Rahmen des "3. Internationalen Kongresses Reinhaltung der Luft" im Oktober 1973 in Düsseldorf zu sehen war.

Unabhängig von der mehreren Forschungsprogrammen dienenden Instrumentierung des 200 m hohen meteorologischen Meßmastes sorgen je eine Windfahne und ein Anemometer in 40 m und 80 m Höhe für eine meteorologische Mindestinformation für die Umgebungsüberwachung auch außerhalb der Dienstzeit.

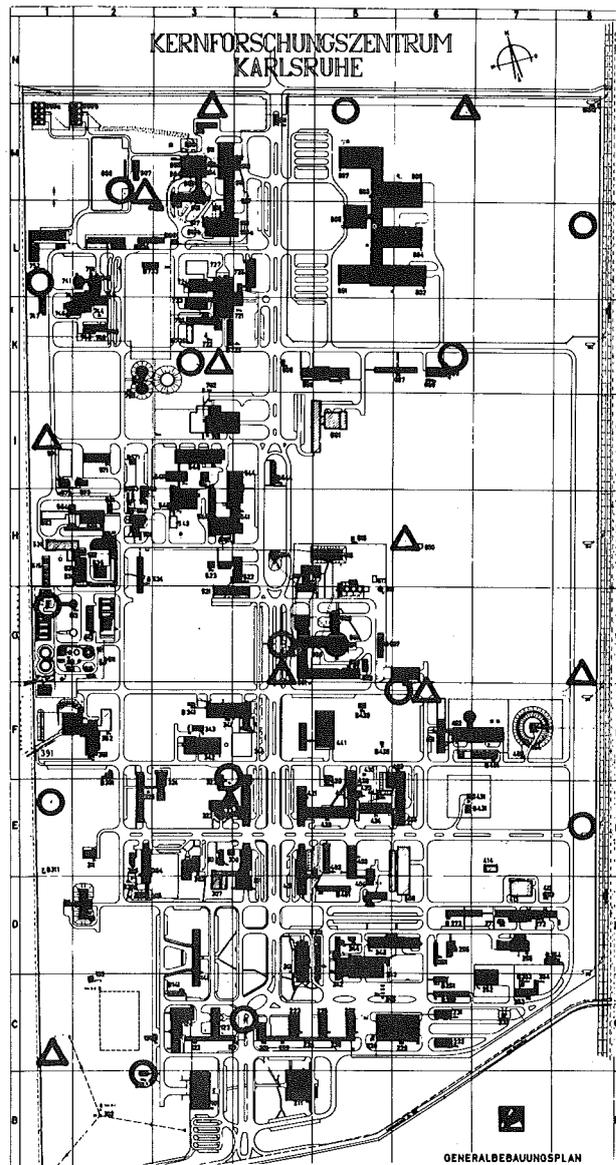
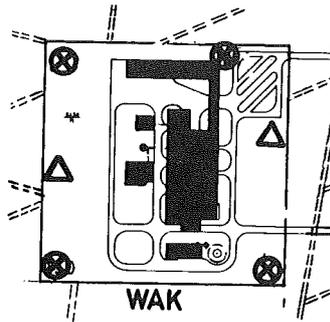


Abb.3/3 Meßstellenplan
der Zählrohr-Monitor-
Anlage

- 10^{-2} - 10 mR/h
- △ 10^{-2} - 10^3 R/h
- ⊗ $2 \cdot 10^2$ - $2 \cdot 10^5$ ipm

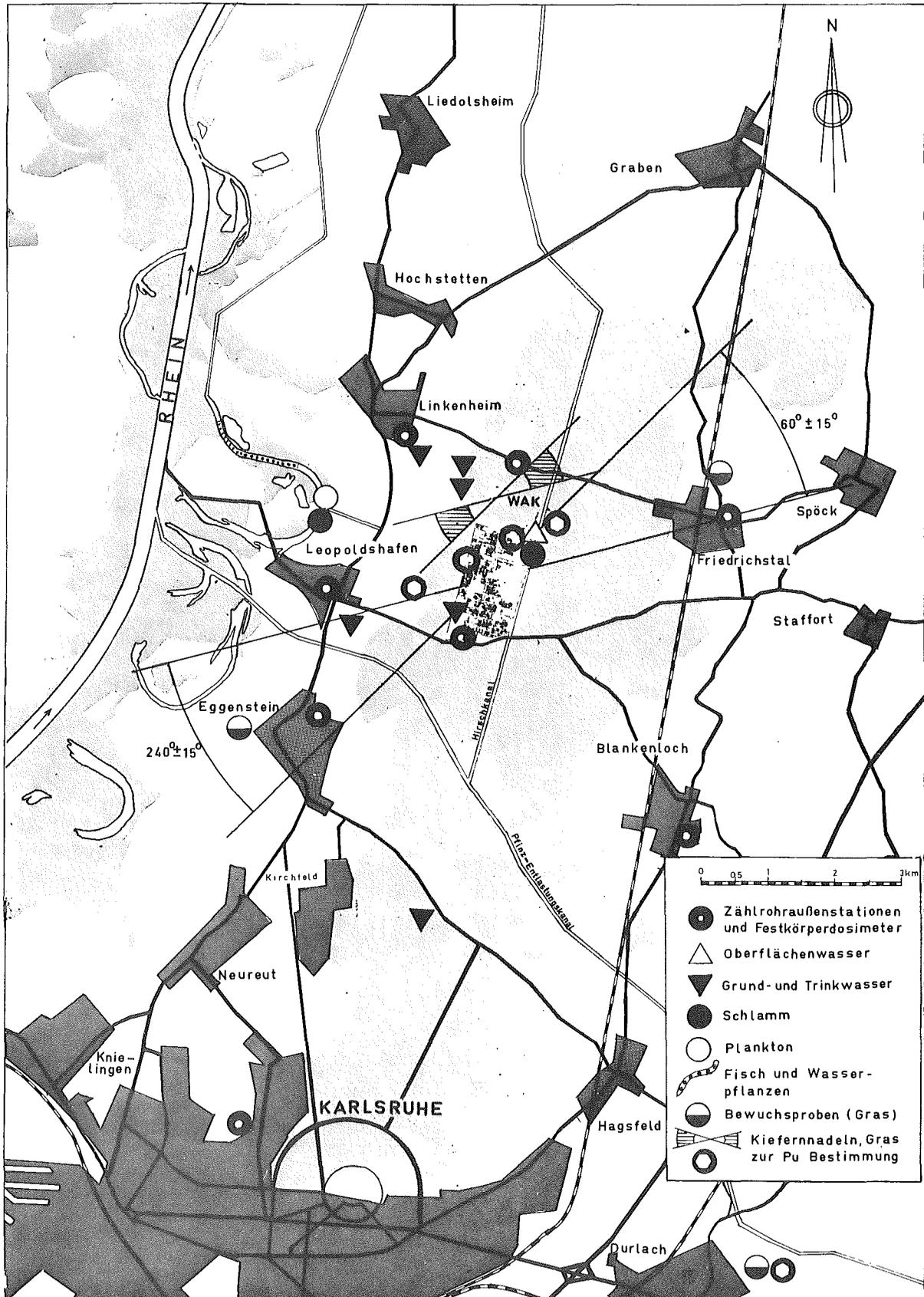


Abb. 3/4 Lageplan der Meß- und Probenahmestellen zur Umgebungsüberwachung

Die Anzeige- und Registriergeräte aller hier genannten Meßstellen befinden sich in der Umgebungsüberwachungszentrale im Gebäude der Abteilung Strahlenschutz und Sicherheit (s. Abb. 3/5). Die Meßwertübertragung von den Meßstellen erfolgt über Meßkabel von insgesamt mehr als 30 km Länge.

Das auch 1973 fortgesetzte Programm zur Erprobung von Festkörper-Dosimetern zur Messung der akkumulierten Strahlungsdosis im Betriebsgelände und in der Umgebung des KFZK geht weit über den Rahmen der behördlichen Auflage hinaus. Einschließlich der 64 von der Aufsichtsbehörde geforderten Meßstellen bestanden 1973 insgesamt 264 Meßstellen mit Festkörper-Dosimetern, davon 45 innerhalb des Betriebsgeländes, 103 entlang der Geländegrenzen des KFZK und der WAK und 116 in der Umgebung (s. Abb. 3/6). Alle Meßstellen sind mit je 2 Phosphatglas-Dosimetern bestückt, davon 210 Meßstellen außerdem mit je 2 LiF-Dosimetern (siehe Abb. 3/7). Alle Dosimeter werden halbjährlich zur Ausmessung eingeholt.

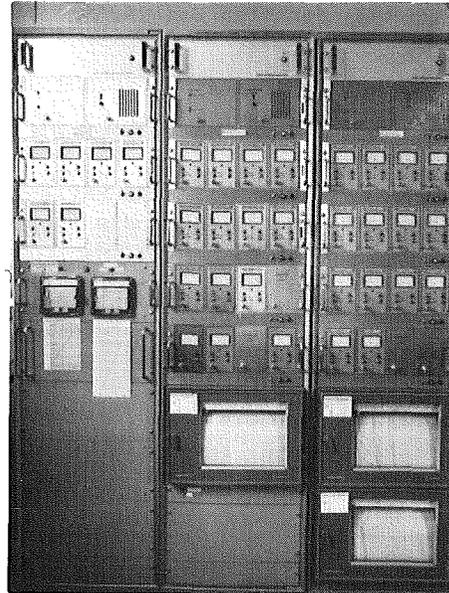


Abb. 3/5 Anzeige- und Registriergeräte der Zählrohr-Monitor-Anlage

Der zweite Teil des Umgebungsüberwachungsprogramms betrifft die Aktivitätsmessungen. Die Lage der Probenahmestellen des Routineprogramms zeigt Abb. 3/4.

Der Umfang der erforderlichen Probenahmen und der auszuführenden Aktivitätsmessungen hat gegenüber 1972 um 15 % zugenommen. Diese Zunahme betraf jedoch nicht den Bereich des Routineprogramms, sondern die Beteiligung der Arbeitsgruppe an zwei Forschungsprogrammen im Rahmen des PNS (s. Kap. 9.8 und Kap. 9.9). Tab. 3/14 bietet eine Übersicht über Art und Anzahl der 1973 genommenen und ausgemessenen Proben.

Art der Proben	Zahl der Proben 1973
Luftstaub auf feststehenden Einzelfiltern	206
Niederschlag	181
Oberflächenwasser und Schlamm aus dem Hirschkanal sowie Schlamm aus den 6 Sandfängen der Regen- und Kühlwasserableitungen des KFZK	384
Grund- und Trinkwasser	96
Biologische Proben aus dem Altrheingebiet unterhalb und oberhalb der Abwassereinleitung des KFZK (Schlamm, Plankton, Fisch und Wasserpflanzen)	29
Bewuchs- und Bodenproben	82
Luftproben zur Messung der ^{85}Kr -Immissionen in der Umgebung der WAK	38
Luftfeuchteproben im Rahmen der Ausbreitungsexperimente	721
Niederschlag, Trink- und Oberflächenwasser im Rahmen des Programms zur Bestimmung der Tritiumkontamination der Umwelt	2124
Summe	3861

Tab. 3/14 Art und Anzahl der zur Bestimmung der Umweltradioaktivität genommenen Proben

Für die Betreuung des ausgedehnten Meßstellennetzes der Umgebungsüberwachung (Kontrollen, Wartungsarbeiten, Kalibrierungen) und für die Probenahmen stehen zwei mit Funk ausgerüstete Fahrzeuge, ein VW-Bus und ein Land-Rover, zur Verfügung, die 1973 insgesamt 24 493 km zurücklegten.

3.4.2 Meßergebnisse des Routineprogrammes

Die Vermittlung einer Übersicht über die Fülle von Einzelmeßergebnissen des Überwachungsprogramms ist, soweit dadurch interessante Details nicht verdeckt werden, nur durch Bildung von Mittelwerten oder Angabe von Schwankungsbereichen möglich. Die folgende zusammenfassende Darstellung der Meßergebnisse folgt der Gliederung des Überwachungsprogramms und benutzt dabei die einzelnen Programmpunkte als Zwischenüberschriften.

I. Direktmessung der Strahlung

I.1 Zählrohraußenstationen

Tab. 3/15 zeigt die Jahresmittelwerte der $(\beta+\gamma)$ -Impulsrate und die Schwankungsbereiche der telefonischen Abfrageergebnisse.

Meßstellenstandorte	$(\beta+\gamma)$ -Strahlungspegel in ipm		
	Jahresmittel	minimaler Abfragewert	maximaler Abfragewert
KFZK	503	280	1550
Leopoldshafen	436	283	965
Linkenheim	430	287	1147
Forsthaus, nördl. KFZK	415	288	826
Friedrichstal	461	323	1018
Blankenloch	466	317	1045
Karlsruhe	392	303	867
Eggenstein	435	301	864

Tab. 3/15 Meßergebnisse der Zählrohraußenstationen 1973

Die Monatsmittelwerte der 7 Außenstationen streuen zwischen rund 350 ipm und 530 ipm. Für die sehr viel enger beieinander liegenden Jahresmittelwerte dieser Meßstationen ergibt sich für 1973 ein Durchschnittswert von 434 ipm.

I.2 Zählrohr-Monitor-Anlage zur Überwachung des Betriebsgeländes

I.2.1 Überwachung der γ -Dosisleistung innerhalb des KFZK

Der Nullpegel der γ -Dosisleistung im KFZ lag wie im Vorjahr bei ca. 10 μ R/h. Lediglich an der Meßstelle Nr. 3 am Westzaun des Betriebsgeländes in der Nähe des Abfallagers wurden nennenswerte γ -Dosisleistungen gemessen. Die eingestellte Warnschwelle von 1 mR/h wurde 1973 an dieser Meßstelle insgesamt 46 mal überschritten. Die Warnschwellenüberschreitungen dauerten jedoch nie länger als 2 Minuten an. Der höchste registrierte Meßwert betrug 6,2 mR/h.

Von den 46 Warnschwellenüberschreitungen ereigneten sich 35 während der ersten fünf Monate des Jahres. Die Ursache für das Auftreten von kurzzeitigen Spitzenwerten der Dosisleistung an der Meßstelle Nr. 3 liegt in den Transporten von z.T. hochaktiven Abfällen innerhalb des Areals des Abfallagers. Verladungen und Umsetzungen bereits gelagerter Abfälle waren nicht zuletzt zur Vorbereitung der baulichen Maßnahmen zur Verbesserung der Abschirmung des Abfallagers notwendig. Bereits die ersten Abschirmmaßnahmen im Mai 1973 erwiesen sich als außerordentlich wirksam. Die kontinuierliche Registrierung der γ -Dosisleistung an der Meßstelle Nr. 3 zeigte Mitte Mai 1973 einen Rückgang um 56 %!

I.2.2 Überwachung an der Betriebsgeländegrenze der WAK

Der Streubereich des an 4 Stellen kontinuierlich gemessenen ($\beta+\gamma$)-Strahlungspegels lag 1973 zwischen 400 ipm und 600 ipm. An zwei dieser vier Meßstellen ereigneten sich 1973 insgesamt nur 3 Warnschwellenüberschreitungen von jeweils weniger als 2 Minuten Dauer. Der maximale Meßwert betrug $8 \cdot 10^3$ ipm (Warnschwelle = $4 \cdot 10^3$ ipm).

I.3. Festkörperdosimeter zur Überwachung der akkumulierten Strahlungsdosis

Abb. 3/6 zeigt den Lageplan der Festkörperdosimeter-Meßstellen. Das Betriebsgelände selbst wird mit 32 Meßstellen auf zwei "inneren" Kreisen mit Radien von 100 m und 250 m um den FR 2-Kamin und mit 97 Meßstellen entlang der rund 5 km langen Geländegrenze überwacht. 6 weitere Meßstellen befinden sich an der Betriebsgeländegrenze der WAK. Die Überwachung in der Umgebung erfolgt durch 3 konzentrische "äußere" Meßstellenkreise mit Durchmessern von 2, 4 und 6 km mit insgesamt 108 Meßstellen. Die Fläche des KFZK ist dem kleinsten dieser 3 Meßstellenkreise eingeschrieben. Die Außenüberwachung wird ergänzt durch 7 Dosimeter-Meßstellen in den benachbarten Ortschaften.

Dieses Meßstellennetz ist so dicht, daß von einer praktisch lückenlosen Überwachung der Dosisbelastung der Umgebung gesprochen werden kann.

Die im Expositionszeitraum November 1972 bis November 1973 für die verschiedenen Teile des Meßstellennetzes bestimmten Jahresdosis-Mittelwerte wurden in Tab. 3/16 zusammengestellt.

	Betriebsgeländegrenze		äußere Meßstellenkreise mit Radien von			Standorte der Zählrohrstationen (s. Abb. 3/4)
	KFZK (ohne Meß- stellen Nr. 20-32)	WAK	1 km	2 km	3 km	
Phosphatglas- Dosimeter	83	88	72	70	71	79
Thermolumines- zenz-Dosimeter	85	79	-	-	72	82

Tab. 3/16 Jahresdosis-Mittelwerte in mR für den Expositionszeitraum November 1972 bis November 1973

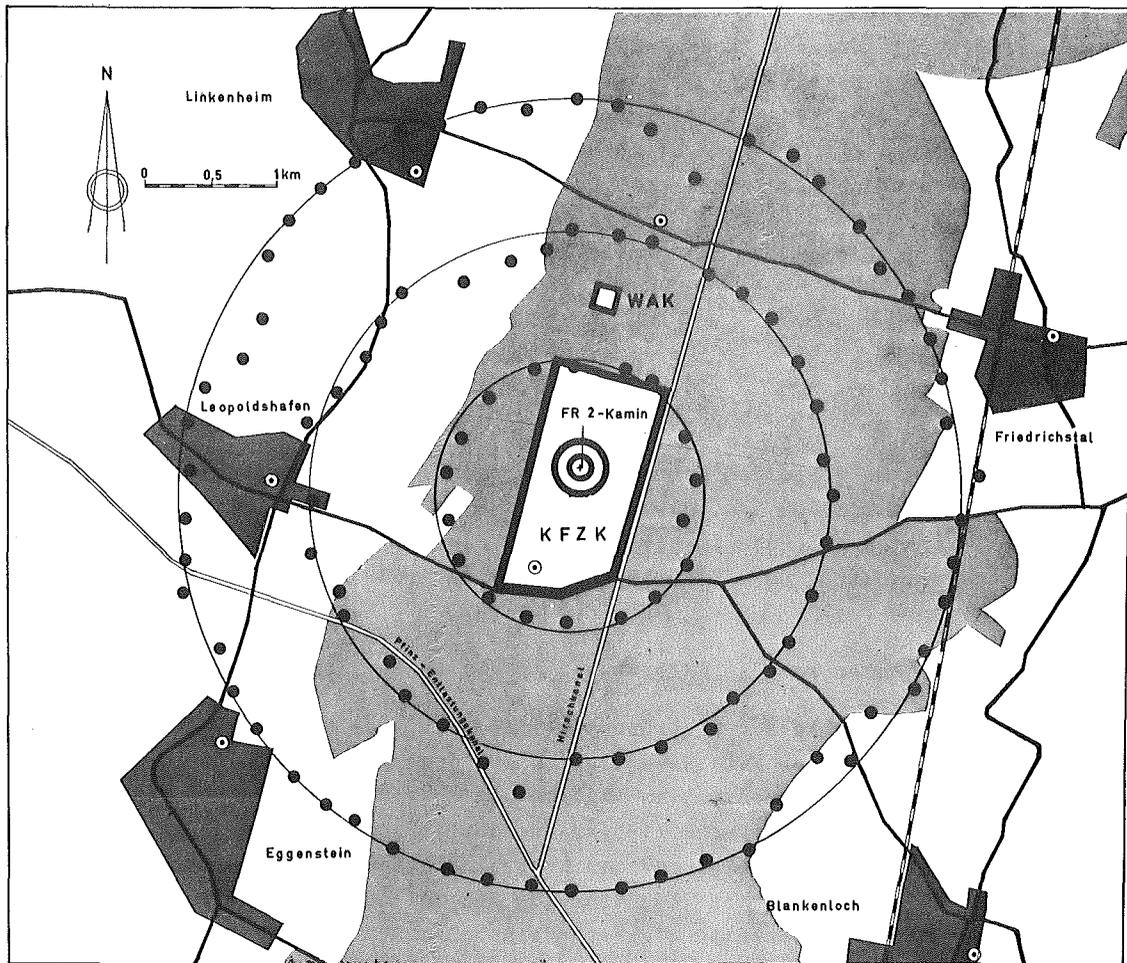
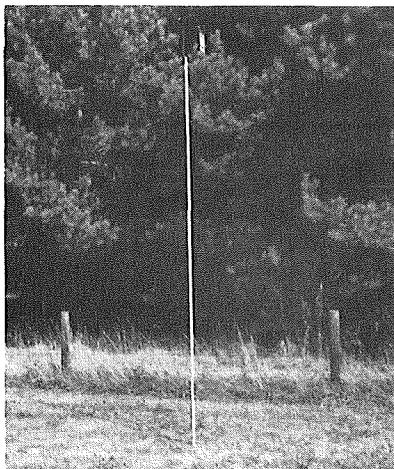
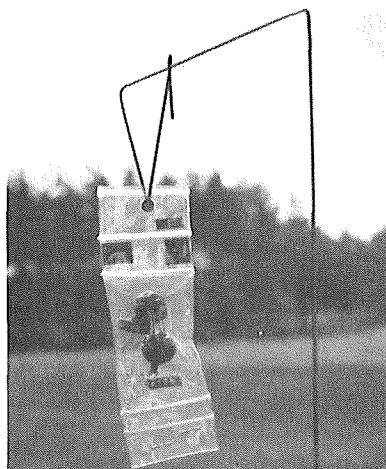


Abb. 3/6 Lageplan der Festkörperdosimeter-Meßstellen Waldgebiet

-  2 konzentrische Kreise (je 16 Meßstellen) um den FR 2-Kamin mit Radien von 100 m und 250 m
-  97 Meßstellen in Abständen von 50 m entlang der Betriebsgeländegrenze des KFZ
6 Meßstellen an der Betriebsgeländegrenze der WAK
-  3 konzentrische Kreise (insgesamt 108 Meßstellen) um das KFZ mit Durchmessern von 2 km, 4 km und 6 km
-  8 Meßstellen an den Standorten der Zählrohrstationen (Meßstelle Karlsruhe liegt außerhalb des Kartenausschnitts)



a



b

Abb. 3/7

- a Meßstelle mit Festkörper-Dosimetern zur Bestimmung der akkumulierten Ortsdosis
- b Plastikbeutel mit 2 Phosphatglas-Dosimetern in Kugelkapselung und 2 LiF-TL-Dosimetern (oben)

Die mit Glasdosimetern bestimmten Jahresdosiswerte liegen um ca. 12 mR über den Vorjahreswerten. Da die Emissionen des KFZ 1973 gegenüber dem Vorjahr jedoch praktisch konstant geblieben sind und die mit den TL-Dosimetern gemessenen Jahresdosiswerte keinen Anstieg zeigen, muß angenommen werden, daß die Zunahme der Glasdosimeter-Meßwerte auf einen systematischen Meßfehler zurückzuführen ist. Der Meßwert ist bei Differenzbildung und langjähriger Akkumulierung mit einem Fehler von ± 15 mR behaftet.

Unabhängig hiervon kann jedoch festgestellt werden, daß die entlang der Betriebsgeländegrenzen von WAK und KFZ gemessenen Jahresdosiswerte mit Ausnahme einer Strecke von rund 600 m in der Nähe des Abfallagers nicht höher liegen als die in den umliegenden Ortschaften gemessenen Werte. Die erhöhte Ortsdosisleistung in der Nähe des Abfallagers verursachte an den 13 Dosimeter-Meßstellen Nr. 20-32 erhöhte Jahresdosiswerte, weshalb diese Meßstellen auch nicht zur Mittelwertbildung (s. Tab. 3/16) herangezogen wurden. Das Dosisprofil dieses Teils der Betriebsgeländegrenze zeigt Abb. 3/8. Die Wirksamkeit der inzwischen am Abfallager vorgenommenen Abschirmungen wird durch die getrennte graphische Darstellung der zwei Halbjahresdosiswerte veranschaulicht. Die Dosiswerte für Mai bis November 1973 liegen im Mittel um 65 % niedriger als im vorangegangenen Halbjahr! Dieses Ergebnis stimmt im Rahmen der Meßgenauigkeit gut mit den Werten überein, die bei der graphischen Auswertung für die Meßstelle Nr. 3 der Zählrohr-Monitor-Anlage erhalten wurden (s. I.2.1).

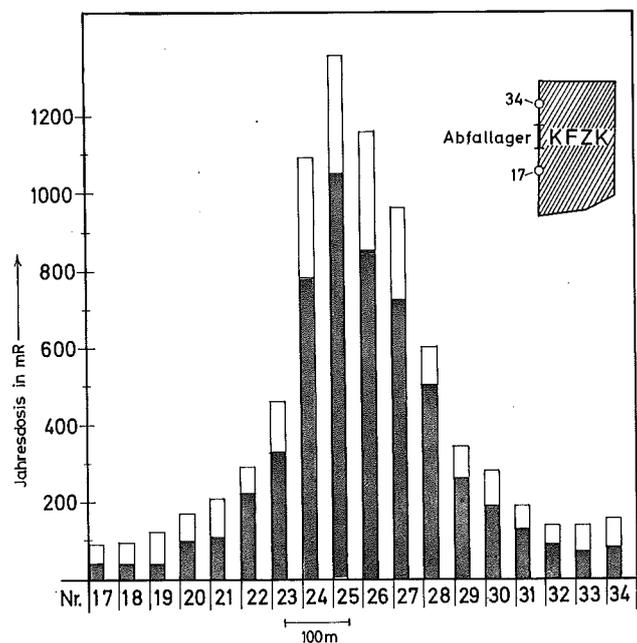


Abb. 3/8 Jahresdosisprofil entlang der Betriebsgeländegrenze in der Nähe des Abfallagers
Expositionszeiten der Glasdosimeter:

13.11.72 bis 15.5.73

15.5.73 bis 21.11.73

II. Aktivitätsmessungen

II.1 Aerosolgehalt der Luft

Die Luftstaubsammlung erfolgt auf feststehenden Einzelfiltern von 20 cm \varnothing an den beiden Meßhütten. Die spezifische α -Aktivität des Aerosolgehalts der Luft lag 1973 zwischen $<0,001$ pCi/m³ und $0,006$ pCi/m³. Der Jahresmittelwert der spezifischen β -Aktivität der Luft ergab für beide Meßhütten den gleichen Wert von $0,05$ pCi/m³. Der Jahresmittelwert der β -Aktivitätskonzentration der Luft liegt damit um 55 % niedriger als im Vorjahr (s. hierzu auch II.2).

II.2 Überwachung des Niederschlags

Die spezifische Aktivität des Niederschlags wird an drei Stellen (Meßhütte West, Meßhütte NO und WAK) überwacht.

Eine Übersicht über die 1973 mit dem Niederschlag der Flächeneinheit des Bodens zugeführte Radioaktivität gibt Tab. 3/17.

Sammelort	Niederschlags- menge l/m ²	Jahres-Flächenbelastung 1973 in nCi/m ²				
		α	(²³⁹ Pu+ ²⁴⁰ Pu)	²³⁸ Pu	β	³ H
Meßhütte West	661	< 2,5	0,03	0,01	9,1	466
Meßhütte Nordost	633	< 3,0	0,01	0,005	6,4	760
WAK	681	< 3,0	0,04	0,04	7,4	425

Tab. 3/17 Radioaktivität im Niederschlag 1973

Die Einzelmeßwerte der α -Aktivitätskonzentration lagen häufig unter der Nachweisgrenze (deshalb auch das Zeichen '<' vor den Flächenbelastungen in Tab. 3/17). So kann nur ausgesagt werden, daß für alle 3 Sammelstellen die Jahresmittelwerte der α -Aktivitätskonzentration unter 5 pCi/l und die α -Flächenbelastungen unter 3 nCi/m² liegen.

Die Jahresmittelwerte der ²³⁹Pu-Konzentration liegen im Mittel bei ca. 0,04 pCi/l. Erwähnung verdient, daß die ²³⁹Pu-Flächenbelastung an der Meßhütte West 1973 nur noch 25 % des in der Öffentlichkeit viel diskutierten Vorjahreswertes erreichte. 1973 wurde erstmals auch die ²³⁸Pu-Aktivität im Niederschlag gemessen, die in der Größenordnung den ²³⁹Pu-Meßwerten entspricht.

Die Jahresmittelwerte der Tritiumkonzentration des Niederschlags lagen für die Standorte WAK und Meßhütte West bei 0,7 nCi/l und für die Meßhütte NO bei 1,2 nCi/l.

Das Fallout-Aktivitätsinventar der Atmosphäre nimmt weiterhin kräftig ab, was am Rückgang der Jahresflächenbelastung durch die β -Bruttoaktivität im Niederschlag besonders deutlich wird. Dieser Rückgang gegenüber dem Vorjahr beträgt für die 3 Sammelstellen im Mittel 58 %. Bei nahezu unveränderter Jahresniederschlagsmenge haben die Jahresmittelwerte der β -Aktivitätskonzentration um 61 % abgenommen. Die nahezu gleiche Abnahme der β -Aktivität des Niederschlags gegenüber dem Vorjahr zeigen auch die Meßergebnisse des Deutschen Wetterdienstes im Raum Stuttgart.

Die hier beschriebenen Zusammenhänge werden durch Tab. 3/18 verdeutlicht.

Sammelort	Jahresmittelwert der β -Aktivitäts- konzentration \bar{a} in pCi/l	β -Aktivitäts- Flächen- belastung $A_F(73)$ in nCi/m ²	$\frac{\bar{a}(73)}{\bar{a}(72)}$ f**	$\frac{A_F(73)}{A_F(72)}$ p	Verhältnis der Niederschlagsmengen $\frac{M(73)}{M(72)}$ q
Hütte West	13,8	9,1	0,35	0,38	1,09
Hütte Nordost	10,1	6,4	0,40	0,43	1,08
WAK	10,9	7,4	0,41	0,44	1,07
Stuttgart*	7,5	4,5	0,44	0,43	0,98

*Meßwerte des DWD; **f = $\frac{p}{q}$

Tab. 3/18 Vergleich der β -Aktivität des Niederschlags 1973/1972

II.3 Überwachung des Wassers

II.3.1 Oberflächenwasser

Die α - und β -Bruttoaktivität und die Tritiumaktivität des Hirschkanals wird durch kontinuierliche Probenahme von Oberflächenwasser unterhalb der NO-Ecke des KFZ überwacht. Die Probenahmestelle liegt unterhalb der Einleitungen der 6 Sandfänge des KFZ, über die Regen- und Kühlwasser in den Hirschkanal eingeleitet werden. Die Aktivität wird wöchentlich in kontinuierlich entnommenen Mischproben bestimmt.

Die Meßergebnisse 1973 wurden in Tab. 3/19 zusammengefaßt.

langlebige Aktivität	Schwankungsbereich der 53 Wochenmittelwerte	Jahresmittelwert
α	< 1,4 bis 6,6 pCi/l	< 2,2 pCi/l
β (abzügl. $^4\text{0K}$)	< 1,0 bis 13,2 pCi/l	< 2,6 pCi/l
^3H	0,3 bis 3,2 nCi/l	< 0,7 nCi/l

Tab. 3/19 Radioaktivität des Hirschkanals

60 % der Wochenmittelwerte der α -Aktivitätskonzentration und 20 % der Wochenmittelwerte der β -Aktivitätskonzentration lagen unter der jeweiligen Nachweisgrenze.

II.3.2 Grund- und Trinkwasser

Überwacht werden das Wasserwerk Süd des KFZ, die Wasserwerke Leopoldshafen, Linkenheim-Hochstetten und Karlsruhe-Hardtwald, sowie die beiden Schluckbrunnen der WAK (s. Abb. 3/4). Einen Überblick über die Ergebnisse der Überwachung vermittelt Tab. 3/20.

langlebige Aktivität	Schwankungsbereich der Einzelmeßwerte (Stichproben von 6 Stellen)	Jahresmittelwert
α	< 1,4 bis 4,9 pCi/l	< 2,2 pCi/l
β (abzügl. $^4\text{0K}$)	< 1,0 bis 5,5 pCi/l	< 1,7 pCi/l
^3H	< 0,25 bis 0,7 nCi/l	< 0,35 nCi/l

Tab. 3/20 Radioaktivität in Grund- und Trinkwasser

56 %, 60 % bzw. 55 % der insgesamt 65 untersuchten Grundwasserstichproben lieferten Meßwerte unterhalb der jeweiligen Nachweisgrenze für die α -, β - bzw. Tritiumaktivität. Alle gebildeten Jahresmittelwerte waren deshalb mit dem Zeichen '<' zu versehen.

II.4 Überwachung von biologischem Material

II.4.1 Schlamm

Die Überwachung der Radioaktivität des Schlammes im Hirschkanal erfolgt anhand von monatlichen Stichproben. Der Schwankungsbereich der monatlichen Einzelmeßwerte der spezifischen α -Aktivität lag 1973 zwischen 4 pCi/g Tr. und 9 pCi/g Tr., für die spezifische β -Aktivität zwischen 19 pCi/g Tr. und 47 pCi/g Tr. Es ergaben sich entsprechende Jahresmittelwerte von rund 6 pCi/g Tr. bzw. 30 pCi/g Tr.

Zur Überwachung des Altrheins (= Vorfluter für die Abwässer des KFZK) sind lauf Auflage vierteljährlich Schlammproben im Altrhein bei Leopoldshafen, ca. 80 m unterhalb der Abwassereinleitung, zu nehmen. Die in ihrer Höhe sehr unterschiedlichen monatlichen β -Aktivitätsableitungen mit dem Abwasser (s. Abb. 3/9) veranlaßten uns, ab August 1973 die Schlammprobenahme bis Jahresende zweimal monatlich durchzuführen, um den Zusammenhang zwischen dem "Aktivitätsangebot" des Abwassers und der Aktivitätskonzentration im Schlamm des Vorfluters zu untersuchen. Die Meßwerte der β -Aktivitätskonzentration des Altrheinschlammes und die Monatsbeträge der in den Altrhein eingeleiteten β -Bruttoaktivität wurden in Abb. 3/9 synoptisch dargestellt. Die im Schlamm anzutreffende Aktivitätskonzentration reagiert offenbar empfindlich mit relativ kurzer zeitlicher Verzögerung auf jedes neue Aktivitätsangebot. Die Aktivitätswerte nehmen jedoch auch stets sehr rasch wieder ab, was den oszillatorischen Charakter des zeitlichen Verlaufs erklärt. Ein "memory"-Effekt ist nicht erkennbar.

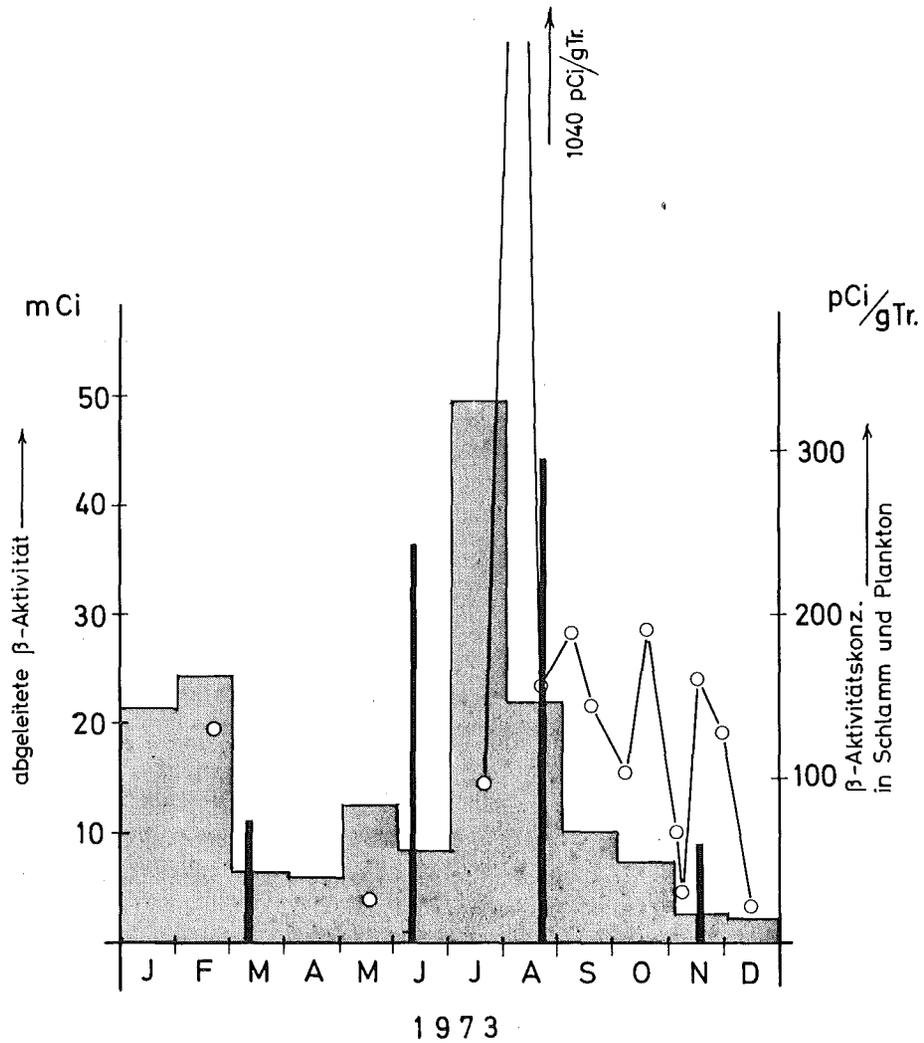


Abb. 3/9 Aus dem KFZ mit dem Abwasser abgeleitete β -Aktivität
 und β -Aktivitätskonzentration im Schlamm
 und Plankton des Altrheins

Im Gegensatz zur β -Bruttoaktivität zeigt die α -Bruttoaktivität des Schlammes keinen ausgeprägten zeitlichen Gang. Das arithmetische Mittel der spezifischen α -Aktivität aus 14 Einzelmessungen ergibt sich zu 17 pCi/g Tr. Die Plutoniumaktivität erreichte maximal 11 % dieses Wertes.

II.4.2 Plankton

Die Aktivitätsmessungen in den ebenfalls im Altrhein genommenen vierteljährlichen Plankton-Stichproben zeigen qualitativ das gleiche Bild wie die Meßergebnisse für Schlamm. Die im Plankton gefundenen β -Aktivitätskonzentrationen wurden ebenfalls in Abb. 3/9 dargestellt. Die für die Ergebnisse der Schlamm-Messungen gegebenen Erläuterungen gelten sinngemäß auch für Plankton.

II.4.3 Fisch

II.4.4 Wasserpflanzen

Der Überwachung des Vorfluters dienen auch die halbjährlichen Probenahmen von Fisch und Wasserpflanzen. Der Schwankungsbereich der spezifischen β -Aktivität (abzügl. ^{40}K) lag 1973 mit 1,3 bis 2,4 pCi/g Naßgewicht für Fisch und 5 bis 11 pCi/g Trockengewicht für Wasserpflanzen im Rahmen der Vorjahreswerte.

II.4.5 Bewuchs

Die halbjährlichen Bewuchsproben aus den beiden Hauptwindrichtungssektoren in jeweils rund 4 km Entfernung vom KFZ (bei Eggenstein und bei Friedrichstal) wiesen mit Werten zwischen 4 und 11 pCi/g Tr. keine höhere spezifische β -Aktivität (abzügl. ^{40}K) auf als die Proben von der Referenzstelle in Grötzingen.

Die spezifische Plutoniumaktivität ($^{239}\text{Pu} + ^{240}\text{Pu}$) der Gras- bzw. Kiefernnadelproben von den insgesamt 6 Stellen in den Hauptwindrichtungssektoren bezüglich KFZ und WAK bewegte sich 1973 zwischen 1 fCi/g Tr. und 21 fCi/g Tr. Die Meßwerte der Vergleichsproben aus dem Raum Durlach erreichten 9 fCi/g Tr.

Für ^{238}Pu ergaben sich Werte zwischen 0,7 und 50 fCi/g Tr. bei einem maximalen Referenzwert von 8 fCi/g Tr.

3.4.3 Besondere Überwachungsmaßnahmen

Es versteht sich von selbst, daß für eine wirksame Umgebungsüberwachung, die insbesondere das Betriebsgelände selbst miteinschließt, das Routineprogramm allein nicht ausreicht. Vielmehr muß es je nach Anlaß und oft schon bei Hinweisen auf geringste Unregelmäßigkeiten in den Betriebszuständen kerntechnischer Anlagen durch gezielte Überwachungsmaßnahmen ergänzt werden. Tab. 3/21 vermittelt eine Übersicht über die wichtigsten Überwachungsmaßnahmen, die 1973 aufgrund besonderer Anlässe notwendig erschienen. Die Ergebnisse zeigen, daß keiner der Anlässe zu unzulässigen Kontaminationen geführt hat.

Die erhöhte γ -Dosisleistung in unmittelbarer Umgebung des Gebäudekomplexes der ADB und des Abfallagers wird u.a. durch die 2 Meßstellenkreise um den FR 2-Kamin überwacht. Die an diesen Meßstellen ermittelten Jahresdosiswerte wurden in Abb. 3/10 dargestellt.

Oberwachungszeitraum 1973	Anlaß	Oberwachungsmaßnahmen	Art und Zahl der untersuchten Proben	Meßergebnisse
Jan.-März	⁸⁵ Krypton-Emissionen der WAK bei Brennelementauflösungen	Probenahme im jeweiligen Immissionssektor an 19 Tagen	38 Luftproben	Maximale gefundene Immissionskonzentration: 66 nCi/m ³
22.1.+23.1.	Aufgrund eines Bedienungsfehlers an der Veraschungsanlage (Geb. 536) - Frischluftzufuhr unterblieb - löste die überhitzte Abluft Rußteilchen von der Innenwandung des 70 m hohen Abluftkamins.	Probenahmen im Immissionssektor (innerhalb und außerhalb des KFZK in nordöstl. Richtung bis zur Linkenheimer Landstraße)	11 Grasproben 5 Bodenproben	Grasproben: β: 5 - 217 nCi/m ² (vorwiegend ¹⁰⁶ Ru/Rh) α: < 0,2-8 nCi/m ² Bodenproben: 1-13 µCi/m ² ¹⁰⁶ Ru/Rh
9.5.	Aus dem Analytischen Labor (Geb. 341) des IRCh wurden über den 15 m hohen Abluftkamin 300 µCi Jod abgegeben.	Probenahme im Immissionssektor in 75 m Entfernung vom Abluftkamin	1 Grasprobe	Flächenbelastung: ¹³¹ J: 1,7 nCi/m ² ¹³³ J: 1,0 nCi/m ²
27.6.	Bei Auflösung von bestrahltem Uran in den heißen Zellen (Geb. 321) des IRCh trat ein starker Anstieg der spezifischen Aktivität der Zellenabluft auf (Jod-Emission).	Probenahmen im Immissionssektor (30-60 m Entfernung vom 13 m hohen Abluftkamin des IRCh)	5 Grasproben	Flächenbelastung: β: 0,9- 4,8 nCi/m ² α: 0,01-0,09 nCi/m ² ¹³¹ J: 2 - 11 nCi/m ² ¹³³ J: 1,7- 10 nCi/m ²
24.7.	Jod-Emission aus Geb. 321 des IRCh	Niederschlags- und Grasprobenahmen im Immissionsgebiet (in 10-100 m Entfernung vom Kamin), Wasserprobenahme aus Hirschkanal	10 Grasproben 2 Oberflächenwasserproben 1 Niederschlagsprobe	Gras: ¹³¹ J: 0,2-0,9 nCi/m ² Oberflächenwasser: ¹³¹ J: 3,7-4,0 pCi/l Niederschlag: ¹³¹ J: 0,4 nCi/m ²
15.8.	Jod-Emission aus Geb. 321 des IRCh	Grasprobenahmen rund um den Kamin in 30 - 60 m Entfernung, Wasserproben aus 2 Sandfängen der Regenwasserkanalisation, Kontrollmessungen auf Gebäudedach	6 Grasproben 2 Wasserproben 1 Schlammprobe* 6 Wischtests* *Gebäudedach	Gras: Nulleffekt Wasser: ¹³¹ J: <8-35 pCi/l Schlamm: β: 280 pCi/g Tr. davon ¹³⁷ Cs: 172 pCi/g Tr. Wischtests: Nulleffekt
22.12.	Brand in Geb. 545 (Raum mit den sog. B-Behältern zur Abwasserübernahme).	Probenahmen im Immissionssektor bis zu 50 m Entfernung	4 Grasproben 5 Regenwasserproben	Die Meßergebnisse der untersuchten Proben zeigten, daß als Folge des Brandes keinerlei Kontamination der Umgebung stattgefunden hat.
ganzjährig	Geplante Tieflagerung tritiumhaltiger Abwässer in stillgelegten Erdölbohrungen (PNS Nr. 4161)	Monatl. Probenahmen aus den Beobachtungsbrunnen Nr. 16 und Nr. 20	24 Grundwasserproben	Die Tritiumkonzentration lag 1973 im Mittel bei 0,3 nCi/l.
permanent	Erhöhte γ-Dosisleistung in der unmittelbaren Umgebung des Gebäudekomplexes der Dekontaminationsbetriebe	Ständige Unterhaltung von 45 Sondermeßstellen mit Festkörperdosimetern (Betriebsgelände ADB und 2 Meßstellenkreise um FR 2-Kamin)		In wenigen Metern Abstand von den Gebäuden der ADB (vorwiegend in abgesperrten Bereichen) ergaben sich Jahresdosiswerte zwischen 0,7 und 24 R. Ergebnisse von den 2 Meßstellenkreisen s. Abb. 3/10.
ganzjährig	Fortsetzung der Oberwachung der Regenwasserkanalisation	Wöchentliche Schlammprobenahmen aus den 6 Sandfängen der Regen- und Kühlwasserkanalisation	306 Schlammproben	Sandfänge I,II,III,V,VI: α: 1-131 pCi/g Tr. β: 13-910 pCi/g Tr. Sandfang IV: α: 14-272 pCi/g Tr. β: 0,4-17,8 nCi/g Tr. identif. Nuklide: ¹⁰⁶ Ru/Rh, ¹³⁷ Cs, ¹³⁴ Cs

Tab. 3/21 Übersicht über besondere Oberwachungsmaßnahmen 1973

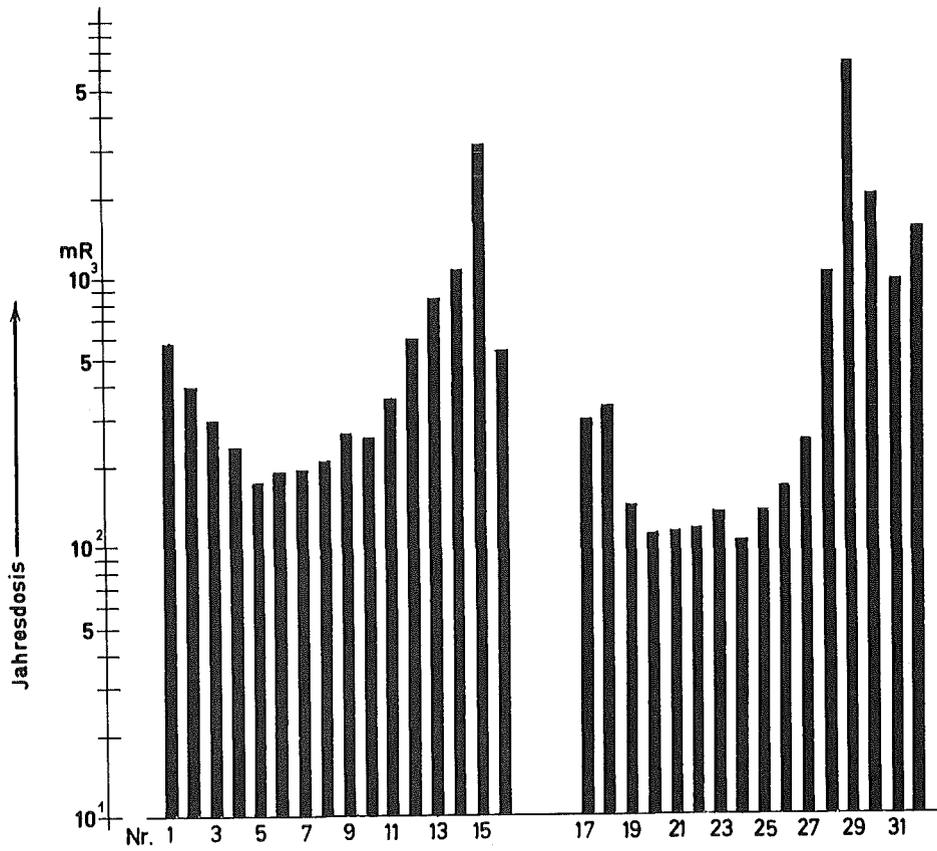
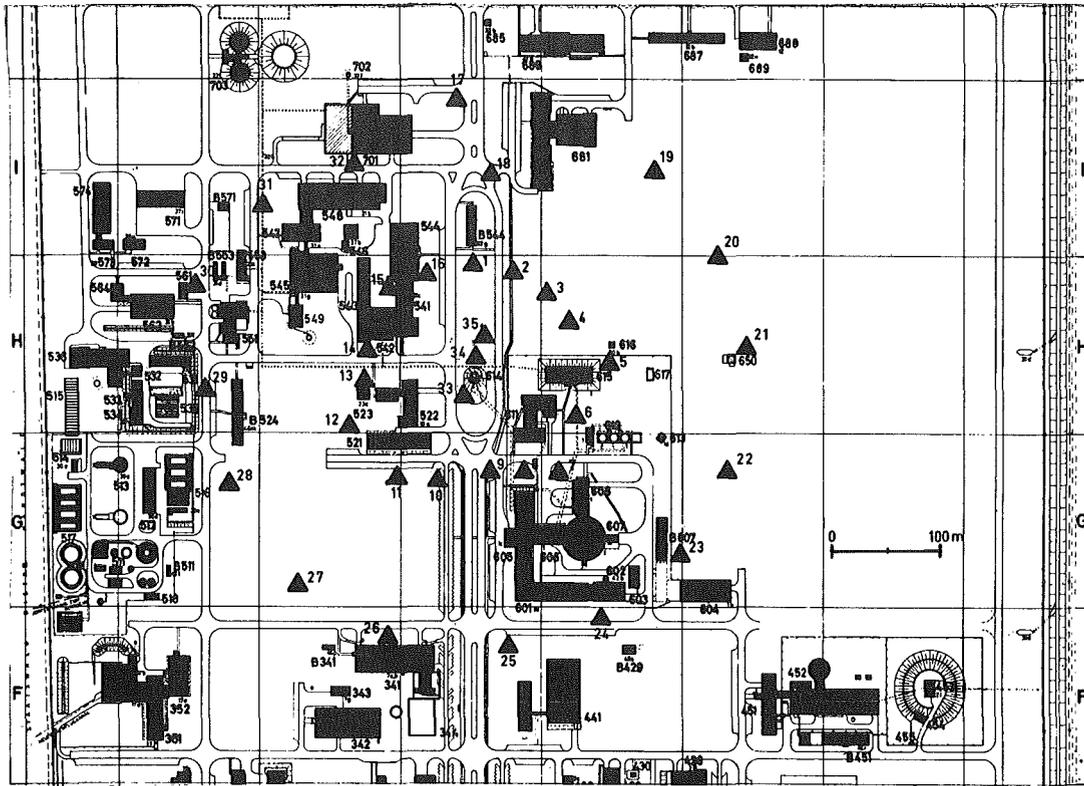


Abb. 3/10 Lageplan der Meßstellenkreise (Radien 100 m und 250 m) um den FR 2-Kamin und Jahresdosiswerte 15.11.72 bis 15.11.73, gemessen mit Glasdosimeter

3.4.4 Nullpegelmessungen in der Umgebung von Kernkraftwerken

Im Auftrag der Kernkraftwerk Philippsburg GmbH werden seit August 1972 Messungen zur Bestimmung des Nullpegels der Umweltradioaktivität des Standorts Philippsburg durchgeführt. 1973 wurden insgesamt 333 Proben untersucht. Die Schwankungsbereiche der Einzelmeßwerte und die Jahresmittelwerte der langlebigen α - und β -Bruttoaktivität der Proben werden in Tab. 3/22 zusammengestellt.

Art der Proben	Zahl der Proben 1973	langlebige α -Aktivität		langlebige β -Aktivität		Einheit der spezifischen Aktivität
		Schwankungsbereich der Einzelmeßwerte	Mittelwert	Schwankungsbereich der Einzelmeßwerte	Mittelwert	
Luftstaub	169	<0,001 - 0,005	<0,002	<0,01 - 0,09	0,05	pCi/m ³
Niederschlag*	45	<1,4 - 4,4	<1,8	<1,3 - 8,2	<3,8	pCi/l
Oberflächenwasser*	35	1,2 - 9,3	<2,2	<1,0 - 9,9	<2,7	pCi/l
Grund- und Trinkwasser*	18	<1,4 - 5,3	<2,4	<1,1 - 6,8	<2,2	pCi/l
Schlamm	12	6 - 16	10	16 - 24	21	pCi/g Tr.
Plankton	4	8 - 16	11	41 - 46	43	pCi/g Tr.
Fisch*	6	<0,1 - 0,2	0,1	0,9 - 2,0	1,5	pCi/g Naß.
Boden	24	5 - 17	10	19 - 42	26	pCi/g Tr.
Bewuchs*	8	<0,2 - 1,3	<0,6	5,1 - 24,5	10	pCi/g Tr.

* β -Aktivität abzgl. ⁴⁰K

Tab. 3/22 Schwankungsbereiche und Mittelwerte der langlebigen α - und β -Aktivität in der Umgebung des Kernkraftwerks Philippsburg

In Boden-, Bewuchs- und Milchproben wurde außerdem der Gehalt an ⁹⁰Sr und ¹³⁷Cs bestimmt. Für 1973 ergaben sich mittlere ⁹⁰Sr-Konzentrationen von 0,15 pCi/g Tr. für Bodenproben und 0,4 pCi/g Tr. für Bewuchsproben. Die entsprechenden Mittelwerte der ¹³⁷Cs-Konzentrationen liegen bei 0,03 pCi/g Tr. und 0,06 pCi/g Tr.

Die ⁹⁰Sr-Konzentration der Milch betrug im Mittel 3,3 pCi/l, die mittlere ¹³⁷Cs-Konzentration 2 pCi/l.

Grund- und Oberflächenwasserproben und Niederschlagsproben wurden auf Tritium ausgemessen. Es ergaben sich Jahresmittelwerte von 0,25 nCi/l für Grundwasser und 0,6 nCi/l für Oberflächenwasser. Für die Niederschläge ergab sich, gewichtet mit den Regenmengen, ein Tritiumkonzentrationsmittelwert von 0,49 nCi/l.

Der Strahlungsnullpegel in der Umgebung des Kernkraftwerks Philippsburg wird an insgesamt 39 Stellen mit LiF-TL-Dosimetern gemessen. Für den Expositionszeitraum vom Juli 1972 bis August 1973 ergaben sich, gemittelt über n Meßstellen, folgende Jahresdosismittelwerte $\bar{D}(n)$:

Meßstellenkreis um das Kernkraftwerk Philippsburg
(Radius ca. 1 km)

$$\bar{D}(24) = 64 \text{ mR}$$

Benachbarte Ortschaften
(Entfernungen zwischen 2 und 8 km)

$$\bar{D}(15) = 65 \text{ mR}$$

Auch für den Standort Neckarwestheim wurden im Auftrag der Gemeinschaftskraftwerk Neckar GmbH 1973 erste Nullpegelmessungen durchgeführt. Mit dem Meßprogramm wurde erst im Mai 1973 begonnen. Bisher wurden nur 9 Proben untersucht, deren Meßergebnisse in der gleichen Größenordnung liegen wie entsprechende Werte für den Standort Philippsburg.

Die in Kapitel 3.4 erwähnten Kalium-, Jod-, Strontium-, Caesium- und Plutoniumanalysen wurden im analytischen Labor des Bereiches "Chemie" der Abteilung ausgeführt, die Ausmessungen der Festkörperdosimeter erfolgten durch Mitarbeiter der Gruppe "Dosimetrie".

3.5 Personenüberwachung

3.5.1 Externe Dosis

E. Plesch, B. Burghardt

Die Auswertestelle für Personendosimeter führt die Eigenüberwachung aller Mitarbeiter des Kernforschungszentrums Karlsruhe sowie weitere Überwachungen im Auftrag auswärtiger Stellen durch. Zur Personen- und Ortsdosimetrie werden vor allem Phosphatglasdosimeter und Thermolumineszenzdosimeter eingesetzt. Die Erprobung neuer Detektoren und Meßmethoden und deren Einführung in die Routinedosimetrie führten zu einer wesentlichen Verbesserung der Personenüberwachung [4; 9]. Für eine bestimmte Überwachungsaufgabe stehen heute verschiedene Dosimeterkombinationen zur Verfügung, die neben dosimeterspezifischen Vorteilen auch eine erhöhte Sicherheit bei der Überwachung des Arbeitsplatzes sowie bei der Messung von Unfalldosen bieten. Tabelle 3/23 zeigt die im Kernforschungszentrum zur Ganzkörperdosimetrie, Teilkörperdosimetrie, Ortsdosimetrie bzw. Neutronen-Unfalldosimetrie eingesetzten Festkörperdetektoren.

Tab.3/23 Die im Kernforschungszentrum Karlsruhe benutzten Festkörperdetektoren

DOSIMETER	ANWENDUNG (STRAHLENART / ENERGIE)
1. ROUTINEDOSIMETRIE - Phosphatglas-Kugeldosimeter + Weichstrahldosimeter - LIF-Dosimeter mit 7 mg/cm ² - LIF-Dosimeter mit 500 mg/cm ² - LIF-Albedodosimeter	γ-Strahlung > 40 keV bzw. > 15 keV (β+γ)-Oberflächendosis γ-Strahlung > 15 keV Neutronen > 100 keV bis 14 MeV (sowie n _{th} /n _m)
2. TEILKÖRPERDOSIMETRIE - LIF-Fingerdosimeter, Fingerringdosimeter, Armbanddosimeter mit 7 mg/cm ² - Neutronenfingerdosimeter mit ²³² Th	(β+γ) Oberflächendosis Neutronen > 1,2 MeV
3. ORTSDOSIMETRIE (Umgebungs- Überwachung) - Phosphatglas-Kugeldosimeter - LIF-Dosimeter mit 7 mg/cm ² - CaF ₂ -Dosimeter in Kugelhülle	γ-Dosis nach 1 Jahr (β+γ)-Dosis nach 3 Monaten γ-Dosis nach 1 Woche
4. NEUTRONEN-UNFALLDOSIMETRIE - Phosphatglas-Kugeldosimeter - Aktivierungsdetektoren-Kassette - Spaltfragmentdetektoren mit ²³⁷ Np, ²³² Th, ²³⁸ U - Plastikdetektor (Rückstoßkerne)	n _{th} + n _m , n _{sch} Au, In, Cu, S Neutronen > 0,75 MeV; > 1,2 MeV; > 1,5 MeV Neutronen > 1 MeV

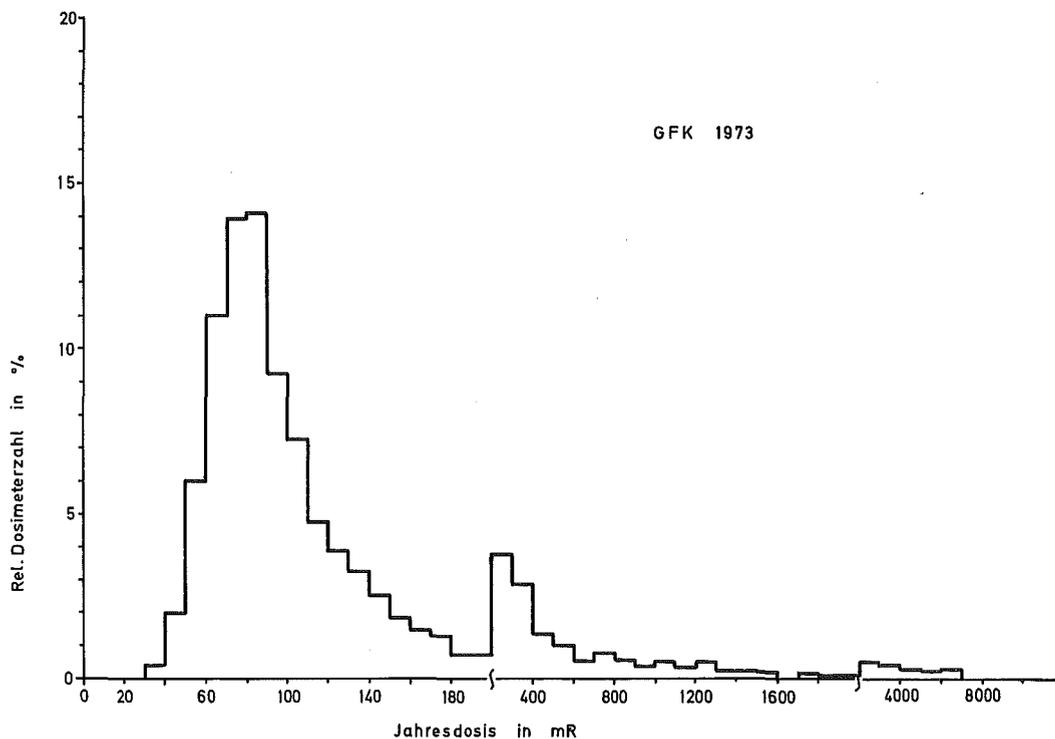


Abb. 3/11: Externe Strahlenbelastung der Mitarbeiter - einschließlich natürlicher Strahlung - im Jahre 1973

Die Personen- bzw. Arbeitsplatzüberwachung sämtlicher Mitarbeiter des Kernforschungszentrums mit Phosphatglasdosimetern dient zur Erfassung der genetisch signifikanten Jahresdosis einschließlich der natürlichen Strahlenbelastung am Arbeitsplatz. Eine solche Personenüberwachung bietet den Vorteil, die mittlere berufliche Strahlenbelastung für einen bestimmten Personenkreis zu ermitteln sowie eine Unfalldosis am Arbeitsplatz zu erfassen. Die Häufigkeitsverteilung der bei den Mitarbeitern im Jahre 1973 gemessenen Jahresdosis ist in Abb. 3/11 wiedergegeben.

Im Kernforschungszentrum wurden im Jahre 1973 etwa 3200 Personen mit Phosphatglasdosimetern überwacht. Die Auswertung dieser Dosimeter erfolgt bei Bedarf sofort, bei einem Personenkreis von ca. 800 Personen monatlich, sonst halbjährlich. Im Berichtsjahr wurden insgesamt 17 570 Glasdosimeterauswertungen durchgeführt. Die gemessene mittlere Jahresdosis pro Person lag in den einzelnen Instituten und Abteilungen des KFZK zwischen 87 und 1686 mrem. Die für die einzelnen Bereiche gefundenen mittleren Jahresdosiswerte einschließlich der natürlichen Strahlung sind in Tab. 3/24 wiedergegeben.

Anlage	Mittlere Personen- zahl 1973	Dosis/a/Person 1973
Beschleuniger	58	330
Biol. u. med. Institute	56	102
Chem. Institute	270	261
Dekontamination	132	1686
Physikal. Institute	585	88
Reaktorbetrieb	328	300
Strahlenschutz (Kontrollbereich)	62	698
Versorgungsbetriebe	269	133
Sonstige	1336	87

Tab. 3/24: Glasdosimetrie: Mittlere Inst.-Dosis/a

In der Thermolumineszenzdosimetrie wurden im Berichtsjahr 7655 Auswertungen durchgeführt, davon entfielen 3709 Auswertungen auf eine Routineüberwachung und 2946 Auswertungen auf Versuche insbesondere im Zusammenhang mit der Kalibrierung des Albedodosimeters.

Phosphatglasdosimeter und LiF-Dosimeter werden auch im Auftrag verschiedener auswärtiger Stellen ausgegeben und ausgewertet. Vergleichsmessungen mit verschiedenen Festkörperdosimetern werden insbesondere in Mischstrahlungsfeldern innerhalb der routinemäßigen Personenüberwachung durchgeführt. Zur Ermittlung der natürlichen Strahlenbelastung sowie des Einflusses kerntechnischer Anlagen auf die Umgebung werden im Freien exponierte Festkörperdosimeter ausgewertet.

3.5.2 Inkorporationsmessungen

H. Fessler

Der Karlsruher Human Body Counter dient zur routinemäßigen Inkorporationsmessung von Mitarbeitern des Kernforschungszentrums Karlsruhe, die mit offenen radioaktiven Stoffen umgehen sowie zur Untersuchung nach Zwischenfällen und zur Ausmessung von Pflanzen- und Bodenproben. Die Meßanlage ist gemeinsames Eigentum des Landes Baden-Württemberg und der Gesellschaft für Kernforschung, so daß auch Messungen in Zusammenarbeit mit der Landesanstalt für Arbeitsschutz und Arbeitsmedizin, Immissions- und Strahlenschutz durchgeführt werden.

Bei einer Referenzgruppe von rund 30 männlichen und weiblichen Mitarbeitern wird seit 1961 der Gehalt von Fallout-Radionukliden mit dem Human Body Counter ermittelt. Die Meßergebnisse werden vom Bundesgesundheitsamt in Berlin statistisch ausgewertet. γ -spektroskopisch konnten außer ^{137}Cs keine anderen Fallout-Radionuklide nachgewiesen werden. Im Jahre 1973 wurden für den mittleren Cäsium-Gehalt der Vergleichsgruppe 23,2 pCi/kg gemessen (Höchstwert 304 pCi/kg im Jahre 1964) (siehe Abb. 3/12).

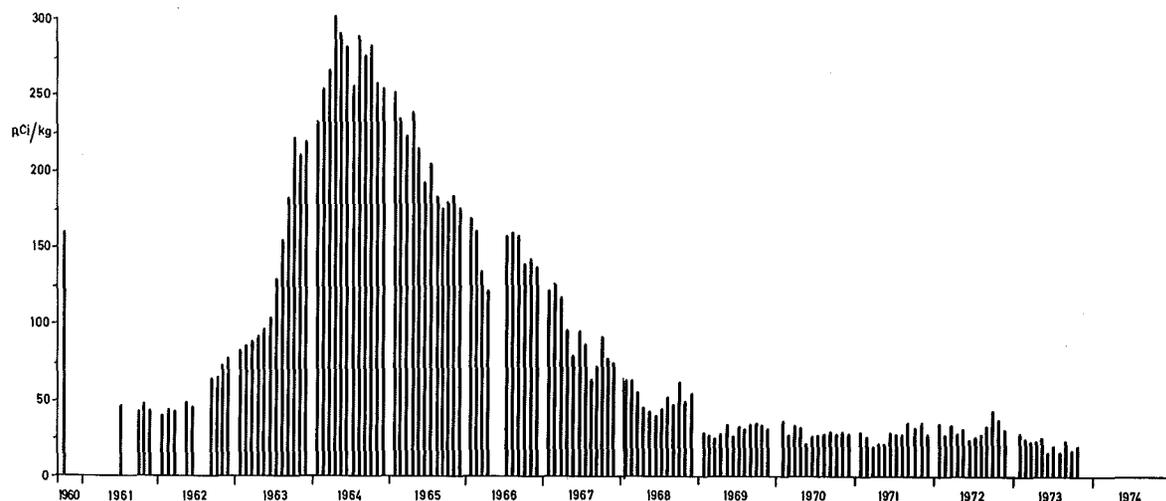


Abb. 3/12: ^{137}Cs im Menschen

Institution	Messungen gesamt	Inkorpor- tionen	Inkorporierte Nuklide
Reaktorbetrieb	374	14	$^{95}\text{Nb}/^{95}\text{Zr}$; ^{232}Th ; ^{137}Cs ; ^{131}J ; $^{110\text{m}}\text{Ag}$; ^{133}J ; ^{239}Np
Zyklotron	111	4	^{65}Zn ; ^{103}Ru
Dekontamination	181	14	^{137}Cs ; $^{106}\text{Ru}/^{106}\text{Rh}$; $^{95}\text{Nb}/^{95}\text{Zr}$; ^{60}Co ; ^{134}Cs ; ^{131}J
Strahlenschutz	151	2	^{131}J ; ^{133}J
Chemische Institute	536	12	^{137}Cs ; $^{203}\text{Hg}^*$; $^{131}\text{J}^*$; ^{57}Co ; $^{89}\text{Zr}/^{89\text{m}}\text{Y}$
Physikalische Institute	142	-	-
Biol. und medizi- nische Institute	21	-	-
Sonstige Personen der GfK	214	5	^{137}Cs ; $^{131}\text{J}^*$; $^{106}\text{Ru}/^{106}\text{Rh}$; $^{95}\text{Nb}/^{95}\text{Zr}$
Sonstige Personen, MZFR-KNK, GWK, usw.	1088	64	$^{131}\text{J}^*$; $^{106}\text{Ru}/^{106}\text{Rh}$; ^{58}Co ; ^{60}Co ; ^{137}Cs ; ^{122}Sb ; $^{51}\text{Cr}^*$; ^{239}Np ; β ; $^{95}\text{Nb}/^{95}\text{Zr}$; $^{203}\text{Hg}^*$; $^{141}\text{Ce}/^{144}\text{Ce}$; ^{134}Cs ; ^{124}Sb

*) bed. durch nukleardiagnostische Test

Tab. 3/25: Inkorporationsmessungen im Body Counter (ohne Messungen der LAK)

1973 wurden im Human Body Counter insgesamt 3064 Messungen durchgeführt. Hierbei entfielen auf Personen 2 818 und Pflanzen- und Bodenproben 246 Messungen. Hinzu kamen 20 Sondermessungen mit dem Lungenzähler. Die Tabelle 3/25 zeigt für die verschiedenen Personengruppen im Kernforschungszentrum die Zahl der durchgeführten Messungen sowie Zahl und Art der gefundenen Inkorporationen. Von den insgesamt 117 Inkorporationen waren in 77 Fällen ein Nuklid, in 36 Fällen zwei Nuklide und in 4 Fällen drei Nuklide beteiligt. Festgestellte Inkorporationen in Prozent der zulässigen Körperbelastung sind in Tab. 3/26 wiedergegeben.

Radionuklide	<0,01-0,1 %	0,1-1 %	1-10 %	10-100 %	> 100 %
^{60}Co	19	17	-	-	-
^{137}Cs	24	-	-	-	-
$^{106}\text{Ru}/^{106}\text{Rh}$	2	18	-	-	-
^{58}Co	19	2	-	-	-
^{131}J	10	4	1	-	-
$^{95}\text{Nb}/^{95}\text{Zr}$	6	-	-	-	-
^{133}J	4	1	-	-	-
^{65}Zn	4	-	-	-	-
^{57}Co	3	-	-	-	-
^{134}Cs	3	-	-	-	-
^{203}Hg	1	2	-	-	-
$^{141}\text{Ce}/^{144}\text{Ce}$	-	-	3	-	-
^{239}Np	-	3	-	-	-
$^{110\text{m}}\text{Ag}$	1	3	-	-	-
$^{89}\text{Zr}/^{89\text{m}}\text{Y}$	2	-	-	-	-
^{122}Sb	1	1	-	-	-
^{124}Sb	1	-	-	-	-
^{51}Cr	-	-	1	-	-
^{103}Ru	1	-	-	-	-
^{232}Th	-	-	1	-	-
^{239}Pu	-	-	-	1	-
^{241}Am	-	-	-	-	1

einschl. Inkorporationen bedingt durch nukleardiagnostische Tests

Tab. 3/26: Inkorporierte Aktivität in Prozent der zulässigen Körperbelastung

3.6 Radiochemische Überwachungsarbeiten

H. Schüttelkopf

Von den radiochemischen Arbeiten für die Umgebungsüberwachung des Kernforschungszentrums Karlsruhe steht wegen der potentiellen Pu-Emittenten WAK, FERAB und MILLI die chemische Abtrennung und Herstellung geeigneter Präparate von ^{239}Pu und ^{238}Pu im Mittelpunkt. Als Probematerialien werden Pflanzenproben in den Hauptwindrichtungen und Niederschlagsproben gesammelt. Außerdem werden Plankton- und Sedimentproben aus dem Abwasserabfluß entnommen und analysiert. In vielen Proben, von denen die β -Aktivität gemessen werden muß, wird die enthaltene natürliche ^{40}K -Aktivität bestimmt. In Pflanzen-, Fisch- und Schlammproben erfolgt die ^{40}K -Bestimmung nach einer chemischen Aufbereitung, in Oberflächenwässern direkt durch Flammenphotometrie.

Die Pu-Überwachung der WAK, die Bestimmung des ^{40}K -Gehaltes in Oberflächenwässern aus der Umgebung der Kernkraftwerke Niederaichbach und Gundremmingen und von ^{131}J in Milchproben aus der Umgebung des Kernkraftwerkes Obrigheim wurden im Low-level-Labor der ASS/Ch durchgeführt. Das Nullpegelmeßprogramm für das Kernkraftwerk Philippsburg (im Bau) wurde im Jahre 1973 fortgesetzt. Die zum Teil zeitaufwendigen ^{90}Sr - und ^{137}Cs -Bestimmungen erfolgen für dieses Programm mit Boden-, Gras-, Salat- und Milchproben. In Milch wird außerdem monatlich ^{131}J bestimmt und ^{40}K in nahezu allen Probematerialien. Seit 1973 wird ein ähnliches Programm für das Kernkraftwerk Neckarwestheim durchgeführt (im Bau).

Bei der Abwasser- und Abluftüberwachung interessierten vor allem der reine β -Strahler ^{90}Sr , ^{131}J und die α -Strahler ^{238}Pu und ^{239}Pu . Im Jahre 1973 war durch die Einführung einer monatlichen Analyse von ^{90}Sr und ^{239}Pu in einer Abwassermischprobe eine Reduzierung der Zahl der ^{90}Sr -Analysen von Abwasser spürbar. Demgegenüber sind die ^{90}Sr -, ^{89}Sr -, ^{238}Pu - und ^{239}Pu -Bestimmungen von Wischproben und Luftfiltern deutlich angestiegen.

Ein Test einer Wasserstoffbombe mit 1-2 Mto TNT Äquivalentgewicht in der Volksrepublik China am 27.6.1973 wurde zum Anlaß genommen, die Veränderung des ^{131}J -Gehaltes in Niederschlägen und in Milch während und nach dem Durchzug der radioaktiven Wolke durch die BRD zu messen (siehe Kap. 4.3.2).

Ein wesentlicher Teil unserer analytischen Entwicklungsarbeiten wurde aufgewandt für die Vorbereitung des Vorhabens "Messung der ^{129}J -Konzentration der Umwelt". Diese Arbeiten umfaßten die Erstellung von analytischen Methoden für Jod in großen Wasser- und Milchproben und die Prüfung konventioneller Methoden und der Neutronenaktivierung auf ihre Eignung für andere Probematerialien. Große Schwierigkeiten bereiten noch die aus dem Wunsch ^{127}J und ^{129}J gleichzeitig messen zu können resultierenden Probleme mit sehr niedrigen Jodkonzentrationen (Analysen ohne Träger). Da die Gefährlichkeit des ^{129}J mit steigendem $^{129}\text{J}/^{127}\text{J}$ -Verhältnis wächst, sind gerade Umweltproben mit niedrigem ^{129}J -Gehalt von vorranglichem Interesse. Um einen Eindruck zu bekommen auf welchem Weg das ^{129}J die WAK verläßt, wurden mit der 1972 entwickelten und 1973 verbesserten Methode eine Reihe von niederaktiven und mittelaktiven Abwasserproben auf ^{129}J analysiert. Eine wesentliche Vereinfachung bei der Anwendung der Neutronenaktivierung von ^{129}J wird vom Einsatz einer ^{129}J -Eichlösung erwartet; ^{129}J ist nicht käuflich und wurde von uns aus Katalysatoren, welche in der Abluft der WAK eingesetzt waren frei von konventionellen und radioaktiven Begleitsubstanzen gewonnen.

Neben der Herstellung von U- und Np-Präparaten für Forschungsarbeiten auf dem Gebiet der Dosimetrie schneller Neutronen und der Teilnahme an internationalen Vergleichsanalysen der IAEA für ^{137}Cs , ^{90}Sr und ^{89}Sr in Wasser, wurden 1973 folgende Analysen im Low-level-

und dem heißen Laboratorium der ASS/Ch durchgeführt: 185 Bestimmungen des ^{239}Pu und/oder ^{238}Pu -Gehaltes, 330 ^{40}K -Analysen, 74 ^{90}Sr - und/oder ^{89}Sr -Analysen, 40 ^{137}Cs -Analysen, 52 ^{131}J -Analysen und 52 ^{129}J -Analysen.

4. Strahlenschutzmeßmethoden

4.1 Dosisleistungsmessungen

4.1.1 Kalibrierung eines Proportionalzählers zur Messung der Neutronenquellstärke

B. Burghardt, H. Michel

Zur Messung der Neutronenflußdichte an Neutronenquellen geringer Quellstärke wurde ein Großflächenproportionalzähler eingesetzt. Ein solcher Zähler ermöglicht z.B. die Messung der Neutronenflußdichte von implantierten ^{238}Pu -Herzschrittmachern unmittelbar an der Körperoberfläche. Die Kalibrierung des Detektors erfolgte mit Neutronenquellen bekannter Quellstärke in unterschiedlichen Abständen von der Quelle unter Zuhilfenahme eines Phantoms, um den Körpereinfluß sowie die Schwächung im Gewebe zu ermitteln. Hierzu wurden ^{252}Cf - und RaD-Be-Neutronenquellen mit einer effektiven Neutronenenergie von 1,9 MeV bzw. 4 MeV eingesetzt. Abb. 4/1 zeigt die relative Zählrate des Proportionalzählers in Abhängigkeit vom Abstand des Detektors zur Quelle. Die Verringerung der Zählrate bei dazwischen gelegten Schichten aus gewebeäquivalenten Materialien ist in Abb. 4/2 wiedergegeben. RaD-Be-Neutronen zeigen in geringen Gewebedicken ein build-up-Verhalten. Messungen an einer ^{238}Pu Kapsel für Herzschrittmacher ergaben, daß ^{238}Pu im wesentlichen Spaltneutronen emittiert und der Anteil höher energetischer (α, n)-Neutronen hinsichtlich einer Gewebeschwächung nicht berücksichtigt werden muß.

Die mit dem Proportionalzähler gemessene Neutronenflußdichte unterscheidet sich von der aus der bekannten Quellstärke errechneten um weniger als 8 % für ^{238}Pu - ^{252}Cf - und RaD-Be-Neutronen [45].

Bei der in vivo Messung erhält man mit dem Proportionalzähler in 3,25 cm Abstand von der Neutronenquelle und einer Gewebedicke von 2 cm eine Zählrate von 1 imp/min für eine Neutronenquellstärke von 127 n/s. Dies entspricht einer Äquivalentdosisleistung von 74,5 $\mu\text{rem/h}$ an der Körperoberfläche.

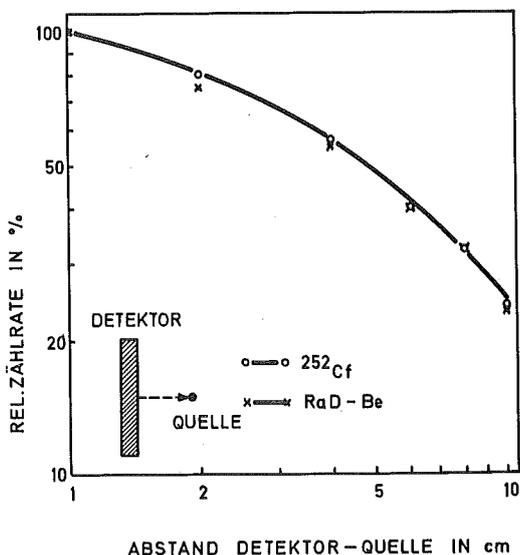


Abb. 4/1:
Zählrate eines Großflächenproportionalzählers für eine Neutronen-Punktquelle

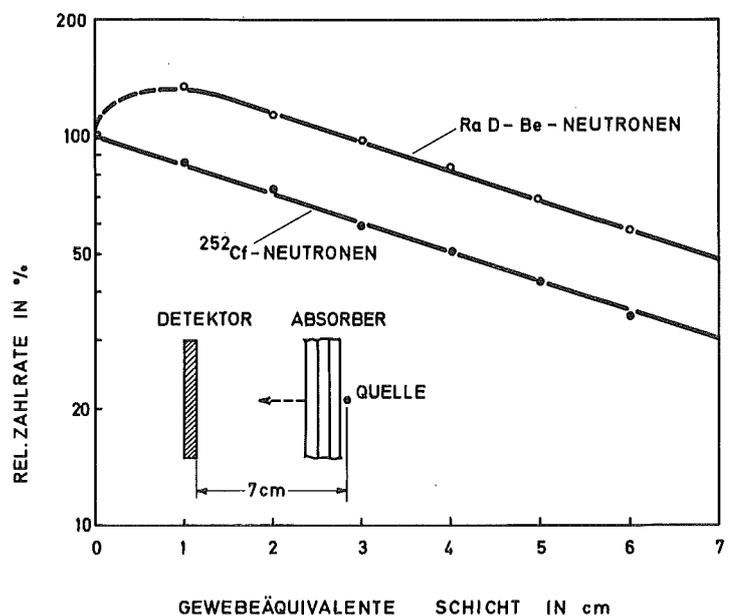


Abb. 4/2:
Schwächung der Neutronenflußdichte im Gewebe

4.1.2 In vivo Messungen an ^{238}Pu - Herzschrittmachern

B. Burgkhardt, E. Piesch

Zur Messung der Dosisleistung unmittelbar an der Körperoberfläche wurden höchstempfindliche direktanzeigende Dosisleistungsmeßgeräte eingesetzt und zwar der Großflächenproportionalzähler zur Neutronenmessung und ein höchstempfindlicher Szintillationsdosisleistungsmesser Typ H 7201 nach Kolb und Lauterbach zur energieunabhängigen Messung der Ionendosis im Energiebereich 25 keV - 1,2 MeV bei einer Empfindlichkeit von 1 $\mu\text{R}/\text{h}$.

Eine Direktmessung der langzeitakkumulierten Dosis erfolgte bei einem Patienten an der Körperoberfläche mit $\text{CaF}_2:\text{Dy}$ und LiF -Dosimetern. Abb. 4/3 zeigt die gemessene Dosis an der Körperoberfläche in unmittelbarer Nähe des Herzschrittmachers.

Die Meßergebnisse der in vivo Messung mit dem Proportionalzähler und dem

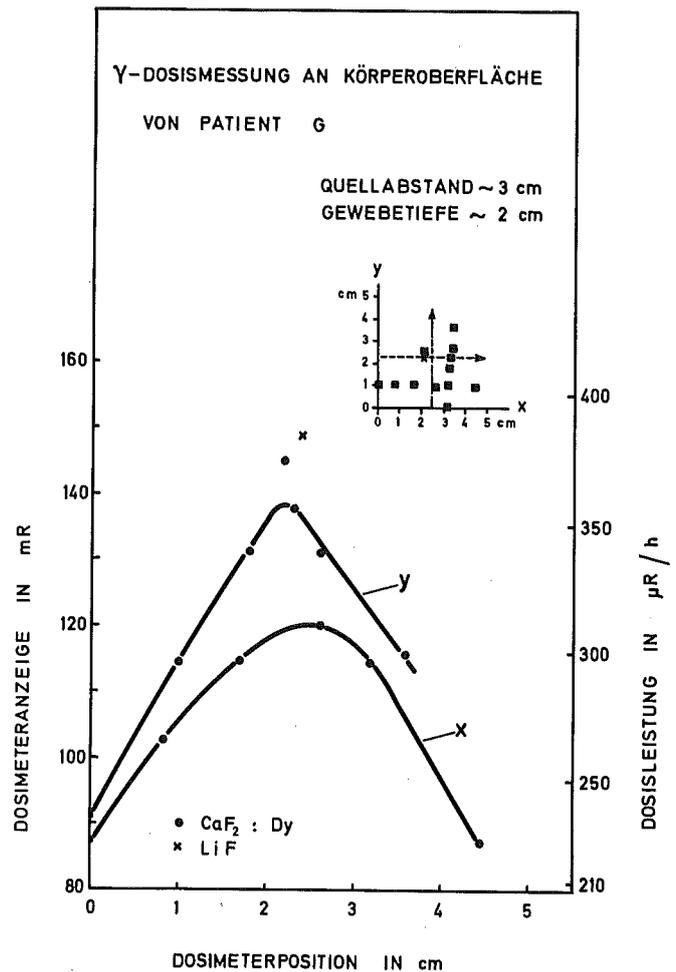


Abb. 4/3:

Direktmessung der γ -Dosis an der Körperoberfläche

	NEUTRONENMESSUNG		OBERFLÄCHE HERZSCHRITTMACHER			$\dot{D}_n / \dot{D}_\gamma$
	$\frac{\text{Imp}}{\text{min}}$	$\frac{n}{s} \cdot 10^{-3}$	ϕ $\frac{n}{\text{cm}^2 \cdot \text{s}}$	\dot{D}_n mrem/h	\dot{D}_γ mrem/h	
Patient A	8,4	1,07	60	6,4	2,45	2,5
B	6,0	0,76	43	4,55	2,38	1,91
C	6,5	0,83	46,5	4,95	2,31	2,14
D	6,4	0,81	46	4,9	2,23	2,2
E	8,7	1,10	62	6,6	3,19	2,07
F	6,3	0,80	45	4,8	2,38	2,02
G	9,2	1,16	66	7,0	2,83	2,38
Phantom mit 3R 0079N	6,7	0,85	48	5,1	2,48	2,11
Phantom mit ^{238}Pu -Kapsel	13	1,65	93	9,9	2,83	3,5
A - G	7,4	0,93	53 \pm 10	5,6 \pm 1	2,54 \pm 0,5	2,18 \pm 0,3

Tab. 4/1: Meßergebnisse der in vivo Messungen an Patienten mit implantierten ^{238}Pu -Herzschrittmachern

Szintillationsdosisleistungsmesser sind für 7 Patienten sowie für Phantommessungen mit einem kompletten Herzschrittmacher und einer ^{238}Pu -Kapsel in Tab. 4/1 wiedergegeben. Die Neutronenflußdichte an der Oberfläche des implantierten Herzschrittmachers bzw. an der Körperoberfläche wurde unter Berücksichtigung eines quadratischen Abstandsgesetzes ermittelt. Zur Umrechnung der Neutronenflußdichte in Äquivalentdosisleistung wurde ein Fluenz/Kerma-Konversionsfaktor für 2,5 MeV Neutronen mit $Q = 9$ von $0,107 \text{ mrem}\cdot\text{h}^{-1}\cdot\text{cm}^{-2}\cdot\text{sec}^{-1}$ verwendet [45].

4.1.3 Personenbelastung durch ^{238}Pu -Herzschrittmacher

B. Burgkhardt, E. Piesch

Die Meßergebnisse der in vivo Messungen zeigen gute Übereinstimmung zu den Ergebnissen von Phantommessungen sowie zu den Angaben des Herstellers über die nominelle Neutronenquellstärke. Die Gesamtbelastung des Patienten durch Gamma- und Neutronenstrahlung ist für die Oberfläche des Herzschrittmachers, der Körperoberfläche sowie für einen Abstand von 50 cm von der Körperoberfläche in Tab. 4/2 wiedergegeben. Die maximale Belastung an der Oberfläche des implantierten Medtronic-Herzschrittmachers beträgt demnach 71,5 rem/a. Eine Erhöhung der γ -Dosisleistung durch Zerfallsprodukte von ^{238}Pu führt nach der chemischen Abtrennung des ^{238}Pu innerhalb eines Zeitraumes von 10 Jahren zu einer Erhöhung der mittleren Gesamtdosisleistung um 20 % bei Zugrundelegung eines ^{238}Pu -Anteiles von 0,5 ppm [45].

In vivo Messung ¹	Äquivalentdosisleistung			
	\bar{d}_n	\bar{d}_γ	\bar{d}_{tot}	rem/a
Oberfläche Herzschrittmacher 1,25 cm v. Quelle	5600	2540	8140	71,5
Oberfläche Körper 3,25 cm v. Quelle	550	340	890	7,8
Freiluft in 50 cm	2,3	1,4	3,7	0,032

¹) Mittelwert, bezogen auf eine Neutronenemissionsrate von 940 ns^{-1} 1 bis 2 Jahre nach der chemischen Abtrennung

Tab. 4/2: Personenbelastung durch Medtronic-Herzschrittmacher

4.1.4 Messung der natürlichen Strahlenbelastung in Wohnhäusern und im Freien

E. Piesch, I. Hofmann

Im Auftrag des Bundesministeriums des Innern führt die Abteilung Strahlenschutz und Sicherheit in Baden-Württemberg und in Bayern Erhebungsmessungen durch, die Aufschluß über die lokale und die individuelle Strahlenbelastung der Bevölkerung in Wohn- und Aufenthaltsräumen geben sollen. Die Höhe der Strahlenbelastung, die sich aus einer terrestrischen und kosmischen Komponente zusammensetzt, hängt von der geologischen Beschaffenheit des Bodenuntergrundes, der Höhe über dem Meeresspiegel und der Art der beim Bau verwendeten Materialien ab. Die Erhebungsmessungen zur Erfassung der natürlichen Strahlenbelastung werden in den Jahren 1973/74 unter Mitarbeit von 7 weiteren Meßstellen

in der gesamten Bundesrepublik durchgeführt. Die Direktmessung der γ -Dosisleistung erfolgt hierbei mit einem höchstempfindlichen Szintillations-Dosisleistungsmesser Type H 7201 (nach Kolb, W. und Lauterbach, U.: Proc. of IAEA-Symposium on Rapid Methods for Measuring Radioactivity in the Environment, p. 525, 1971), der eine praktisch energieunabhängige Messung der Ionendosisleistung im Energiebereich 25 keV - 1,2 MeV bei einer Empfindlichkeit von 1 $\mu\text{R/h}$ erlaubt. Der Dosisanteil der kosmischen Strahlung wird vom Meßgerät nicht vollständig angezeigt. Die entsprechende Anzeige auf dem Leopoldshafener Baggersee betrug 1,8 - 2,2 $\mu\text{R/h}$ sowie in einer 15 cm Stahlkammer 0,9 - 1,1 $\mu\text{R/h}$.

Im Jahre 1973 wurden 1.054 Wohnungen im Regierungsbezirk Schwaben und 1.487 Wohnungen im Regierungsbezirk Mittelfranken ausgemessen. Vorgesehen waren jeweils 75 Messungen pro Stadt- und Landkreis. Hierbei wurden in jeder Wohnung mehrere Messungen durchgeführt sowie der entsprechende Freiluftwert ermittelt. Die Ergebnisse der Erhebungsmessungen aus dem Regierungsbezirk Schwaben sind in Tab. 4/3 wiedergegeben. Die mittlere in den einzelnen Stadt- und Landkreisen gemessene Dosisleistung in Häusern liegt demnach bis zu einem Faktor 1,45 höher als die entsprechende Dosisleistung im Freien. Die höhere Strahlenbelastung in Wohnhäusern ist ausschließlich auf das verwendete Baumaterial mit einem höheren Anteil an natürlichen radioaktiven Stoffen zurückzuführen. Die kleinste mittlere Dosisleistung in einem Fertighaus betrug 4,2 $\mu\text{R/h}$, die größte in einem Massivhaus 35,7 $\mu\text{R/h}$. Die mittlere Dosisleistung in Wohnhäusern betrug im Regierungsbezirk Schwaben 8,1 $\mu\text{R/h}$, im Regierungsbezirk Mittelfranken 10,9 $\mu\text{R/h}$. Im Regierungsbezirk Mittelfranken wurde als kleinste Dosisleistung 7,3 $\mu\text{R/h}$, als größte Dosisleistung 13,9 $\mu\text{R/h}$ gemessen. Abb. 4/4 zeigt die Häufigkeitsverteilung der Dosisleistung für Massivhäuser unterschiedlichen Baualters sowie für Fachwerkhäuser, Holzhäuser und Fertighäuser. Im Regierungsbezirk Schwaben beträgt die mittlere Dosisleistung in Massivhäusern 8,2 $\mu\text{R/h}$, in Fachwerkhäusern 7,3 $\mu\text{R/h}$, in Holzhäusern 6,9 $\mu\text{R/h}$ und in Fertighäusern 5,8 $\mu\text{R/h}$.

Kreis	Mittelwert $\mu\text{R/h}$		$\frac{\bar{D}_H}{\bar{D}_F}$	Wohnungswert $\mu\text{R/h}$		Anzahl der Messungen
	Wohnung	Freiluft		\bar{D}_H	\bar{D}_H	
	\bar{D}_H	\bar{D}_F		MIN.	MAX.	
1 Kaufbeuren Stadt	7,4	7,3	1,01	4,2	14,2	75
2 Lindau Land	7,3	7,1	1,03	5,2	13,6	68
3 Kempten Stadt	7,3	6,9	1,06	5,5	12,2	79
4 Günzburg Land	7,8	7,2	1,08	5,7	13,2	77
5 Memmingen Stadt	7,9	7,2	1,09	5,5	19,4	75
6 Dillingen Land	8,1	7,3	1,11	5,0	15,5	76
7 Donauwörth Land	8,2	7,2	1,14	5,3	17,7	75
8 Oberallgäu Land	8,0	6,8	1,18	4,6	26,0	75
9 Ostallgäu Land	7,9	6,5	1,21	5,3	17,3	77
10 Friedberg-Aichach	8,3	6,9	1,20	4,4	20,8	77
11 Neu-Ulm Land	8,4	6,9	1,23	4,7	35,7	75
12 Mindelheim Land	8,4	6,4	1,31	4,8	22,6	75
13 Augsburg Stadt	9,1	6,9	1,32	5,7	20,7	86
14 Augsburg Land	9,0	6,2	1,45	4,7	24,2	64
Regierungsbezirk Schwaben	8,1	6,9	1,17	4,2	35,7	1054

Tab. 4/3: Ergebnisse der Erhebungsmessungen aus dem Regierungsbezirk Schwaben/Bayern
Mittelwerte der Dosisleistung in den Stadt- und Landkreisen

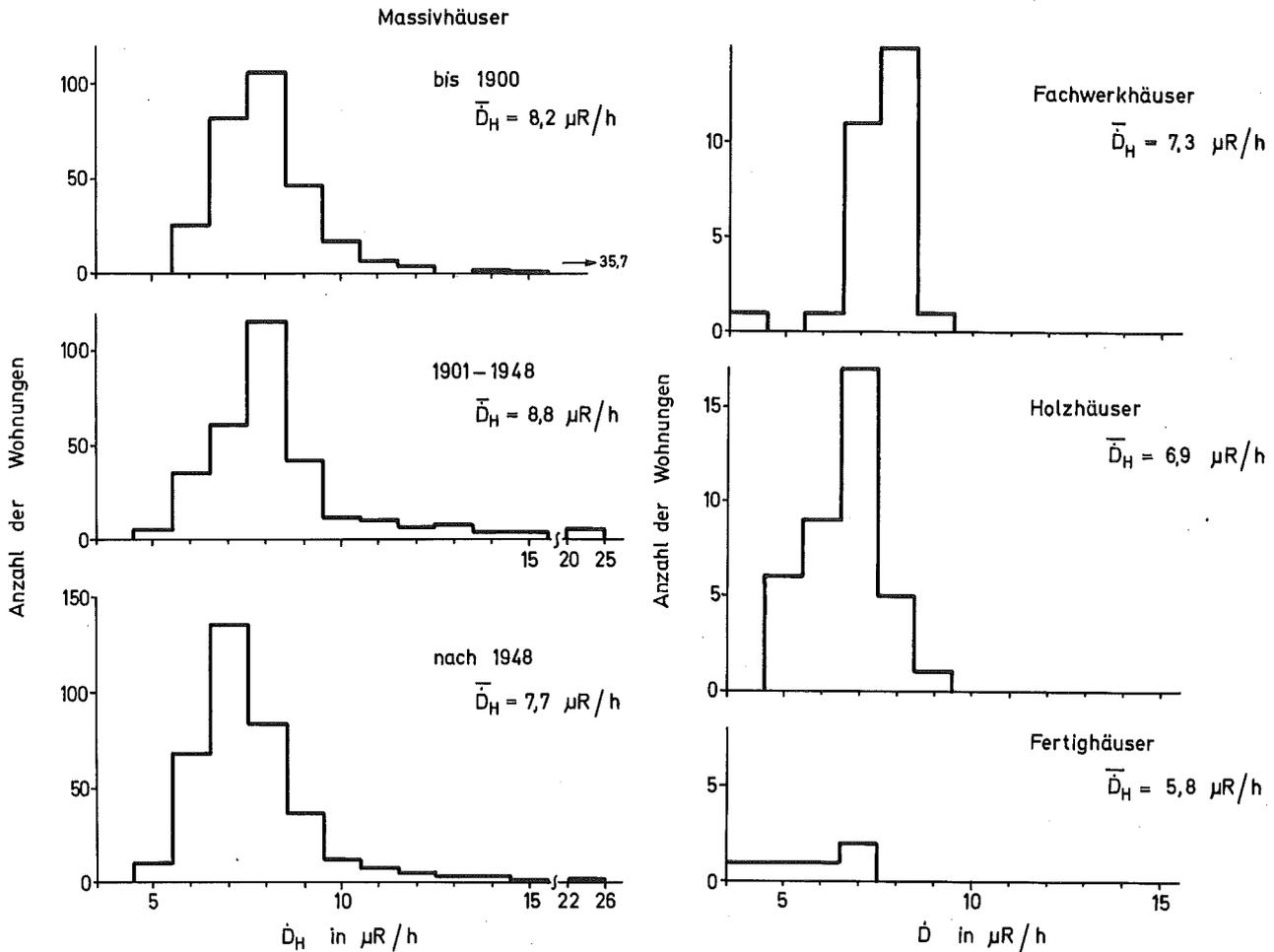


Abb. 4/4: Häufigkeitsverteilung der γ -Dosisleistung in Wohnhäusern des Regierungsbezirkes Schwaben/Bayern

4.2 Dosimetrie

4.2.1 Direktmessung der Körperdosis in der Personendosimetrie

E. Piesch

Nach dem bisherigen Konzept der Personendosimetrie wird die Messung einer Oberflächendosis am Körperrumpf vorgeschrieben. Die Ermittlung der Körperdosis insbesondere der Energiedosis in den kritischen Organen erfolgt zur Zeit aus dem gemessenen Personendosiswert unter Berücksichtigung zusätzlicher Angaben des Strahlungsfeldes (Energie, Richtung). Wegen der Energie- und Richtungsabhängigkeit der Personendosimeteranzeige müssen dazu jedoch mehr oder weniger fragwürdige Annahmen über Strahleneinfallrichtung und Strahlenqualität für jeden einzelnen Bestrahlungsfall gemacht werden.

Ausgehend von einer Phantomkalibrierung wird nach dem Konzept einer Körperdosismessung die Energiedosis in jeder gewünschten Gewebetiefe oder in den interessierenden kritischen Organen direkt mit einem Personendosimeter an der Körperoberfläche angezeigt. In einer ausführlichen Studie [40] wurden die Erfordernisse einer Phantomkalibrierung, die Durchführung einer Energiedosiskalibrierung sowie die Möglichkeiten einer Standardisierung

der Phantomkalibrierung erörtert. Mit Hilfe experimentell ermittelter Gerätefaktoren und vorgegebener Energiedosisumrechnungsfaktoren kann die Anzeige eines Personendosimeters direkt auf die Energiedosis an jedem interessierenden Ort im Körper oder auf eine beliebig vorgegebene Äquivalentdosisfunktion bezogen werden.

Es wurden die dosimetrischen Eigenschaften beider Meßmethoden im Hinblick auf die Energie- und Richtungsabhängigkeit einer Körperdosisabschätzung diskutiert. Ausgehend von der Aufgabe der Personendosimetrie vor allem eine Ganzkörperbelastung zu ermitteln wird für Quantenstrahlung die Messung einer Körperdosis in 500 mg/cm^2 Gewebetiefe bzw. der Energiedosis in den kritischen Organen anstelle der Oberflächendosis vorgeschlagen.

Der Einfluß des Körpers auf die Dosimeteranzeige eines relativ energieunabhängigen Personendosimeters ist in Abb. 4/5 am Beispiel eines LiF-Dosimeters wiedergegeben. Danach ist schon im Energiebereich von 100 keV mit einem erheblichen Anteil rückgestreuter energiearmer Quanten zu rechnen. Die Abweichung der Dosimeteranzeige von der Energiedosis an der Körperoberfläche wird hierbei von den jeweiligen Eigenschaften des Personendosimeters bestimmt. Zur Vermeidung von Meßfehlern ist daher eine Phantomkalibrierung auch bei relativ energieunabhängigen Dosimetern sinnvoll.

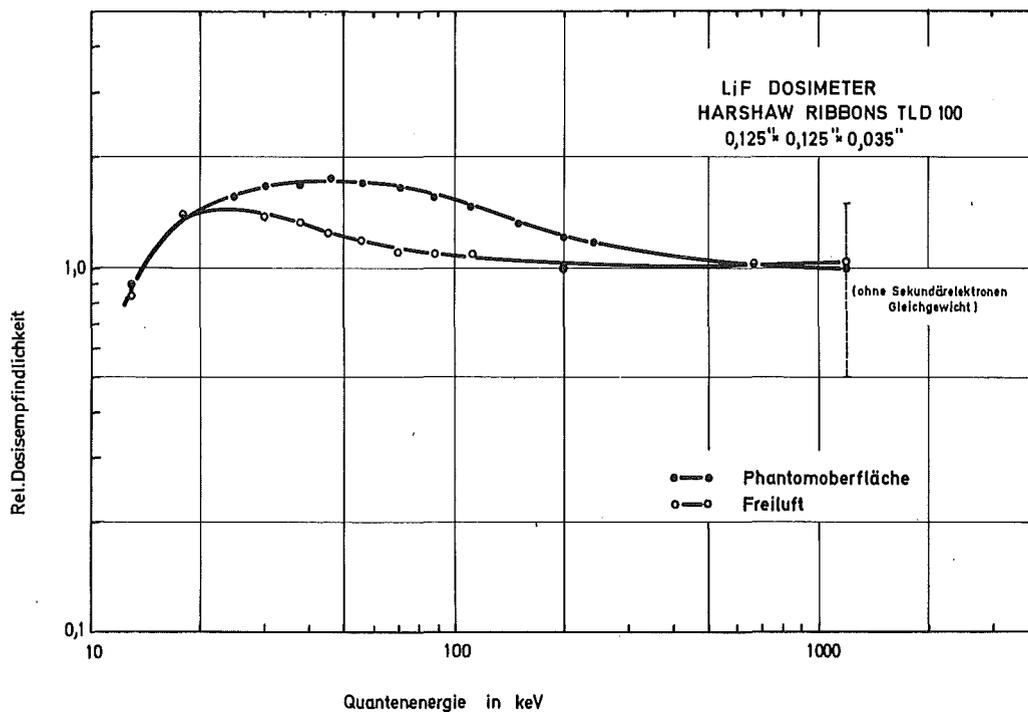


Abb. 4/5: Relative Empfindlichkeit von LiF-Thermolumineszenzdosimetern für die Messung der Standard-Gleichgewicht-Ionendosis, Bestrahlung Freiluft und an der Oberfläche eines Alderson-Menschphantoms

4.2.2 $\text{CaF}_2:\text{Dy}$ -Dosimeter zur Messung der natürlichen Strahlungsdosis

B. Burgkhardt, E. Piesch

Zur Messung des natürlichen Strahlenpegels in Räumen und im Freien sind wegen ihrer hohen Empfindlichkeit vor allem $\text{CaF}_2:\text{Dy}$ -Dosimeter für kurzzeitige Dosisakkumulierungen oberhalb einer Dosis von $100 \mu\text{R}$ geeignet. Bei Verwendung einer geeigneten Dosimeterkapselung wird im Energiebereich $35 \text{ keV} - 1,2 \text{ MeV}$ Energieunabhängigkeit innerhalb $\pm 15 \%$ erzielt. Ein Fading von ca. 15% nach 20 Tagen muß bei einer längeren Expositionsdauer berücksichtigt werden.

CaF_2 -Dosimeter werden bei einwöchiger Expositionsdauer zur Überwachung des natürlichen Strahlungspegels im Kernforschungszentrum Karlsruhe eingesetzt. Die Häufigkeitsverteilung der mit $\text{CaF}_2:\text{Dy}$ -Dosimeter im Freien an verschiedenen Orten gemessenen natürlichen Strahlungsdosis ist in Abb. 4/6 wiedergegeben. Ein Vergleich der bei unterschiedlichen Expositionzeiten ermittelten Dosen ist in Abb. 4/7 wiedergegeben [45].

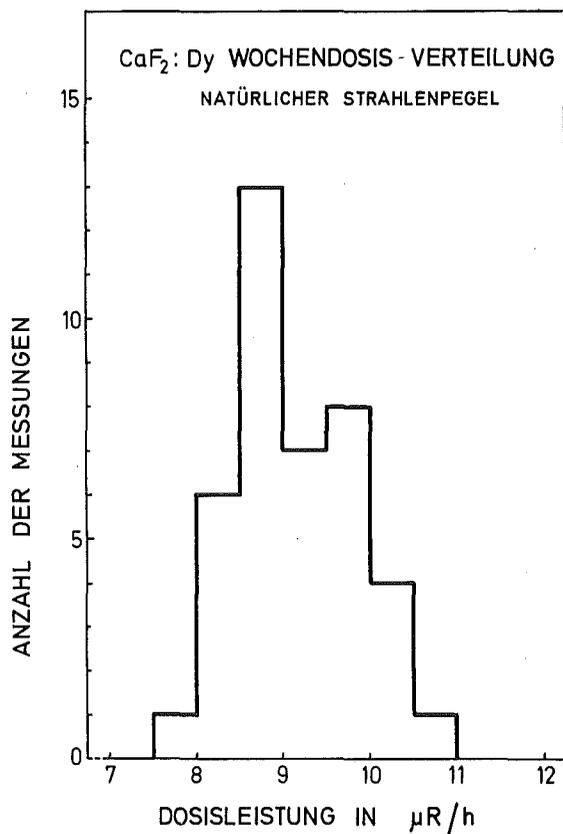


Abb. 4/6: Häufigkeitsverteilung der Wochendosis bei Messung des natürlichen Strahlenpegels

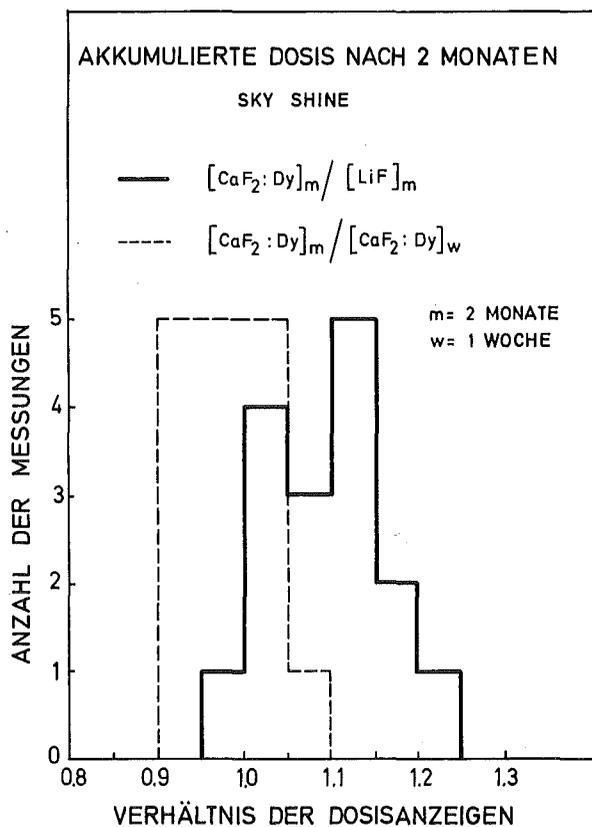


Abb. 4/7: Häufigkeitsverteilung für das Verhältnis der Dosimeteranzeigen bei einer zweimonatigen Überwachungsdauer

Vergleichsmessungen mit LiF-Dosimetern sowie mit der integrierten Zählrate eines mit Energiekompensationsfilter versehenen Geiger-Müller-Zählrohres, welches zur Überwachung des Strahlenpegels in der Umgebung eingesetzt wird, zeigten eine relativ gute Übereinstimmung zwischen den verschiedenen Meßmethoden.

4.2.3 Fadingverhalten des NTA-Kernspurfilmes

E. Plesch, A.H. Sayed

Es wurde das latente Fading von Kernspurdetektoren u.a. des Kodak NTA-Films bei verschiedenen relativen Luftfeuchten und Temperaturen untersucht. Der NTA-Film wird von der Herstellerfirma in einer Papierverpackung angeliefert und zur Herabsetzung des Fadings nachträglich in eine Aluminium-Kunststoffolie eingeschweißt. Ein fehlerhaftes Einschweißen des Filmes bei relativ hoher Luftfeuchte führt zu einem Fading, welches u.U. höher sein kann als das eines unverschweißten Filmes, dessen Feuchtigkeitsgehalt im Gleichgewicht mit der Umgebungsluft steht.

Abb. 4/8 zeigt das Fading des NTA-Filmes, der unter Laborbedingungen eingeschweißt wurde und nach der Bestrahlung bei 5°C, 25°C und 50°C und einer relativen Luftfeuchte von 53 % gelagert wurde. Die jeweilige Zahl der Kernspuren ist auf die Kernspurzahl eines Filmes bezogen worden, der unmittelbar nach der Bestrahlung entwickelt wurde. Das Fading innerhalb der ersten 4 Tage beträgt auch bei niederen Temperaturen 20 %. Dieses Ergebnis zeigt, daß bei fehlerhaftem Einschweißen des Kernspurfilmes auch unter Laborbedingungen nach 4 Wochen keine Kernspuren mehr zu erwarten sind.

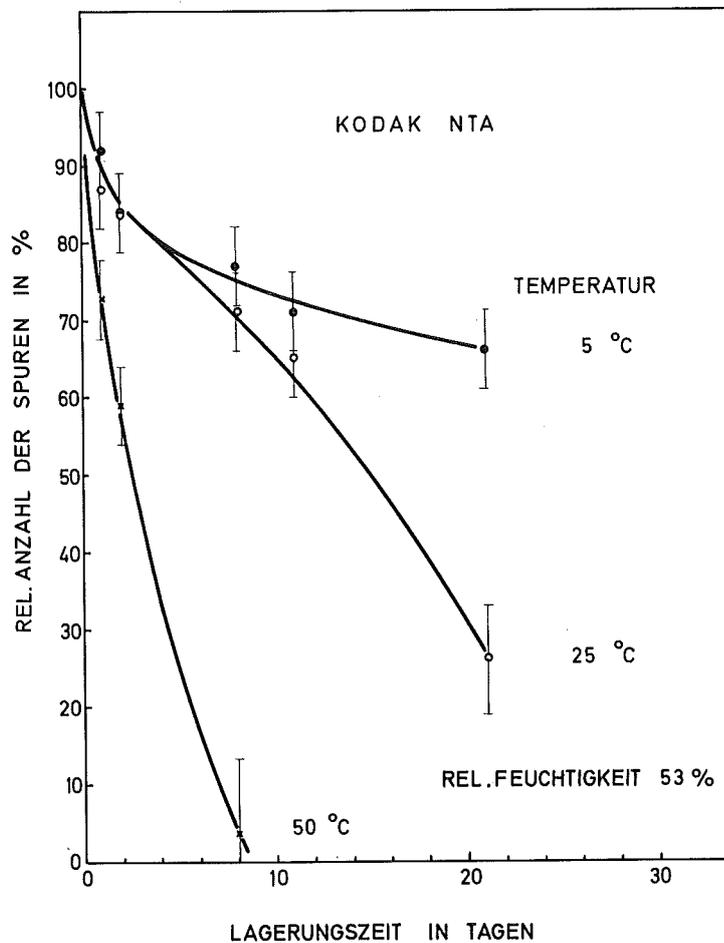


Abb. 4/8: Fading des Kernspurfilmes bei fehlerhaftem Einschweißen des Filmes

4.2.4 Albedo-Neutronendosimetrie

E. Piesch, B. Burghardt

- Schnelle Neutronen

Die Weiterentwicklung des Harvey-Dosimeters führte im Jahre 1972 zu einem Dosimeter mit je einem LiF-Dosimeterpaar innerhalb (i) und außerhalb (a) der Borkapsel. Zur Korrektur der aus der Umgebung einfallenden gestreuten Neutronen wurde das Meßwertverhältnis D_a/D_i herangezogen. Experimentelle Untersuchungen, die mit ^{252}Cf -Spaltneutronen und Am-Be-Neutronen bei unterschiedlichen Abschirmungs- und Rückstreuverhältnissen durchgeführt wurden, ergaben einen ausreichend energieunabhängigen Nachweis schneller Neutronen im Energiebereich von einigen 100 keV - 14 MeV. Die mittlere Empfindlichkeit für die Äquivalentdosisanzeige $D = k \cdot D_i$ betrug 0,54 R/rem mit einer maximalen Abweichung von $\pm 30\%$, die auf Einflüsse der Streustrahlung, des Neutronenspektrums und einer unterschiedlichen Einfallrichtung zurückzuführen ist.

Es wurden Phantombestrahlungen mit schnellen Neutronen durchgeführt, um einen Vergleich der Meßergebnisse zu erhalten, die sowohl mit verschiedenen Albedodosimetern als auch mit verschiedenen Kernspurdetektoren erhalten wurden [44]. Zur Vergleichsmessung herangezogen wurde das Albedodosimeter nach Harvey, welches bisher nur zum Nachweis mittelschneller Neutronen an Reaktoren eingesetzt wurde, das in Karlsruhe entwickelte Albedodosimeter, das Albedodosimetersystem (Dosimeter an Vorder- und Rückseite des Phantoms zur Reduzierung der Richtungsabhängigkeit), der Kodak NTA-Kernspurfilm sowie nichtfotografische Kernspurdetektoren bestehend aus ^{237}Np bzw. ^{232}Th in Kontakt mit Makrofol mit einer Energieschwelle von 0,7 bzw. 1,2 MeV. Die Phantombestrahlungen erfolgten an einer ^{252}Cf -Quelle ohne Abschirmung (1), sowie hinter einer 5 cm dicken Abschirmung aus Aluminium (3), Eisen (4), Blei (2), PVC (6) und Beton (8) sowie 12 cm PVC (7) bzw. 16 cm Fe (5), mit einem hohen Rückstreuanteil mit der Quelle in 8 cm bis 4 m Entfernung von einer Betonwand (9-13) bzw. mit der Quelle in einem Wassertank von 60 cm Durchmesser (14-17). Bestrahlungen mit Am-Be-Neutronen erfolgten in einem $2 \times 3 \times 2,5 \text{ m}^3$ großem Raum mit der Quelle in einer Wandecke (2-6), mit 14 MeV-Neutronen vor bzw. hinter einer Wand (6). Die Dosimeteranzeige wurde jeweils auf die Anzeige eines Rem-Counters Typ Anderson-Braun bezogen.

Die Ergebnisse der Bestrahlungen sind in Abb. 4/9 für die Albedodosimeter und den NTA-Film wiedergegeben. Die Oberempfindlichkeit des Harvey-Dosimeters gegenüber aus der Umgebung gestreuter thermischer Neutronen führt zu einer bis zu einem Faktor 15 höheren Anzeige. Das Albedo-Dosimetersystem reduziert diese Energieabhängigkeit auf $\pm 30\%$, wobei auch Bestrahlungen unter 90° und 180° berücksichtigt sind. Eine Korrektur der Dosimeteranzeige mittels ortsabhängiger Faktoren ist hierbei - im Gegensatz zu einer Reaktorüberwachung mit dem Harvey-Dosimeter - nicht erforderlich. Die Dosimeteranzeige des Kodak NTA Filmes ist insbesondere bei abgeschirmten Neutronenquellen bis auf einen Faktor 10 energieabhängig und durch Fadingeinflüsse zu klein. Er ist demnach für eine Personenüberwachung an ^{252}Cf -Quellen ungeeignet.

- Weitere Untersuchungen an Reaktoren

Meßreihen am Kernkraftwerk Obrigheim und am Forschungsreaktor FR 2 zeigten im Vergleich zur Rem-Counter-Anzeige für das Harvey-Albedodosimeter aber auch für das neuentwickelte Dosimeter eine Äquivalentdosisempfindlichkeit von 2 R/rem bis maximal 9 R/rem. Dies ist insbesondere auf die Oberempfindlichkeit des Dosimeters gegenüber mittelschnellen Neutronen zurückzuführen.

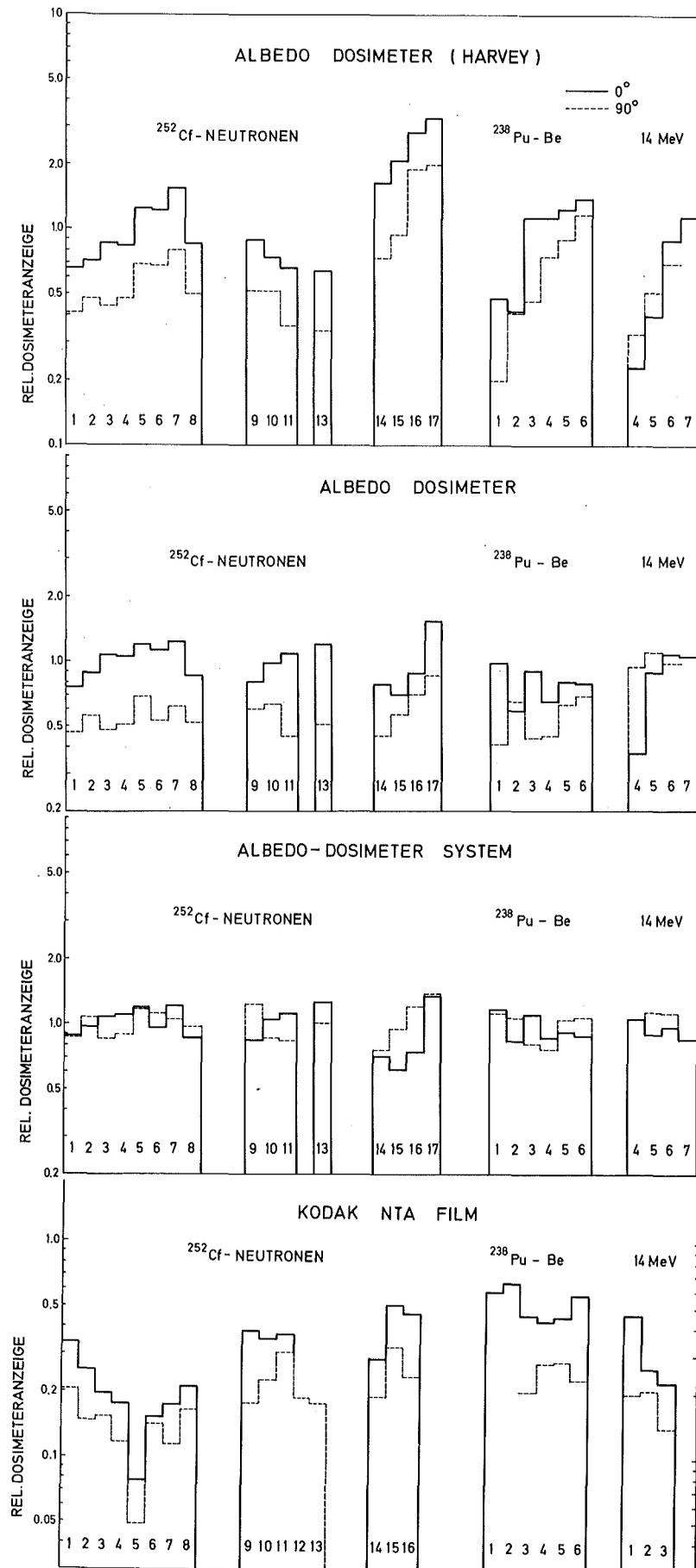


Abb. 4/9: Meßergebnisse von Albedo-Neutronendosimetern und von Kodak NTA Kernspurfilm für eine Phantombestrahlung mit ^{252}Cf -Spaltneutronen unter 0° bzw. 90°

Zur Verbesserung der Nachweismöglichkeiten wurde daher in einer neuen Borkapsel ein zusätzliches Dosimeterpaar (m) allseitig mit Bor abgedeckt. Durch die neue Konstruktion ist außerdem das Dosimeterpaar (i) seitlich besser mit Bor abgedeckt. Mit diesem Versuchsdosimeter wurden Phantombestrahlungen am HPRR in Oak Ridge, USA, sowie an dem ungeschirmten schwerwassermoderierten Reaktor in Vinča, Jugoslawien, vorgenommen. Die Äquivalentdosis wurde hierbei aus den Meßergebnissen von Aktivierungs- und Schwellwertdetektoren unter Zugrundelegung von Fluenz-Äquivalentdosis-Umrechnungsfaktoren erhalten. Die Anzeigeempfindlichkeit des Albedo-Dosimeters bei Auswertung von Dosimeterpaar (i) ist in Abb. 4/10 für verschiedene Neutronenspektren wiedergegeben. Die Empfindlichkeit liegt demnach zwischen 0,5 R/rem bei einer ungeschirmten ^{252}Cf -Quelle und 6 R/rem beim schwerwassermoderierten Reaktor in Vinča. Bei entsprechender Korrektur läßt sich die Dosimeteranzeige am Reaktor in Vinča auf 1,1 R/rem reduzieren, während am Reaktor in Oak Ridge und am FR 2 dieselbe Dosisempfindlichkeit von 0,6 R/rem erzielt wird. Die vorliegenden Untersuchungen mit der verbesserten Dosimeterkonstruktion sollen nach weiteren Kalibrierungen an Reaktoren abgeschlossen werden.

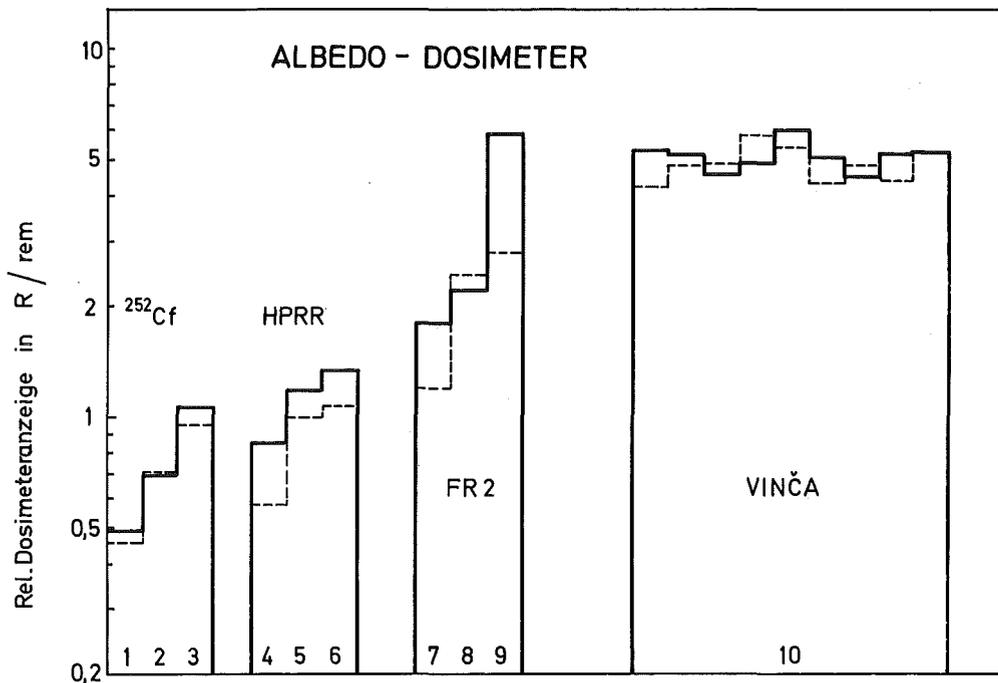


Abb. 4/10: Meßergebnisse des Albedo-Neutronendosimeters für eine Phantombestrahlung mit ^{252}Cf -Neutronen ohne (1) bzw. mit einer Abschirmung von 16 cm Fe (2) bzw. 12 cm PVC (3), am HPRR in Oak Ridge, USA, ohne (4) bzw. mit einer Abschirmung von 13 cm Fe (5) bzw. 12 cm Plexiglas (6) sowie an unterschiedlichen Orten des Forschungsreaktors FR 2 und des Forschungsreaktors in Vinča, Jugoslawien.

4.2.5 Unfalldosimetrie-Vergleichsmessungen

E. Piesch, B. Burgkhardt, I. Hofmann

Die Abteilung Strahlenschutz und Sicherheit beteiligte sich an einer IAEA-Vergleichsmessung von Neutronenunfalldosimetern, die an einer schwerwassermoderierten Reaktor-anordnung des Boris Kidric Institutes in Vinča, Jugoslawien, stattfand. Die Teilnahme an einer weiteren internationalen Vergleichsmessung des ORNL am HPRR in Oak Ridge, USA, diente vor allem zur Kalibrierung des Albedo-Neutronendosimeters.

Das mit Schwellwertdetektoren in Vinča ermittelte Neutronenspektrum ist in Abb. 4/11 wiedergegeben. Mehr als 40 % der Neutronenenergiedosis stammt von Neutronen im Energiebereich 0,4 eV - 0,75 MeV.

Zur Messung der γ -Dosis werden bevorzugt Phosphatglasdosimeter in verschiedenartigen Kapselungen sowie LiF- und $\text{CaF}_2:\text{Dy}$ -Dosimeter eingesetzt. Diese Dosimeter zeigen gegenüber thermischen und epithermischen Neutronen teilweise eine relativ hohe Empfindlichkeit, die nicht nur vom Dosimetermaterial sondern auch von Aktivatorzusätzen und der Dosimeterkapselung herrühren kann. Die Dosimeteranzeige muß dabei in vielen Fällen korrigiert werden. Bei Phosphatglasdosimeter FD-1 (Yokota-Glas), welches in einer borhaltigen Kapselung im Kernforschungszentrum Karlsruhe als Gamma-Routinedosimeter eingesetzt wird, erfolgt die Korrektur mit Hilfe einer

Messung der neutroneninduzierten Beta-Aktivität von ^{32}P im Glas. Die Ausnutzung der Neutronenaktivierung im Phosphatglas-Gammadosimeter ermöglicht darüberhinaus eine Trennung der Aktivierungsanteile sowohl thermischer und mittelschneller als auch schneller Neutronen durch selektive Messung der β -Aktivität von ^{31}Si und ^{32}P bei zweimaliger Ausmessung des Glases. Für TLD-700 muß eine getrennte Korrektur für thermische, epithermische und schnelle Neutronen durchgeführt werden. Abb. 4/12 zeigt die relative Dosimeteranzeige verschiedener Personendosimeter bezogen auf den Meßwert eines relativ neutronenunempfindlichen Phosphatglases RPL-V (Fa. Schott & Gen.) nach Bestrahlung am Reaktor in Vinča. Die Ergebnisse zeigen, daß eine genaue Messung der γ -Dosis in gemischten Strahlungsfeldern nur mit geeigneten Dosimetern und u.U. nur bei Korrektur des Meßwertes möglich ist.

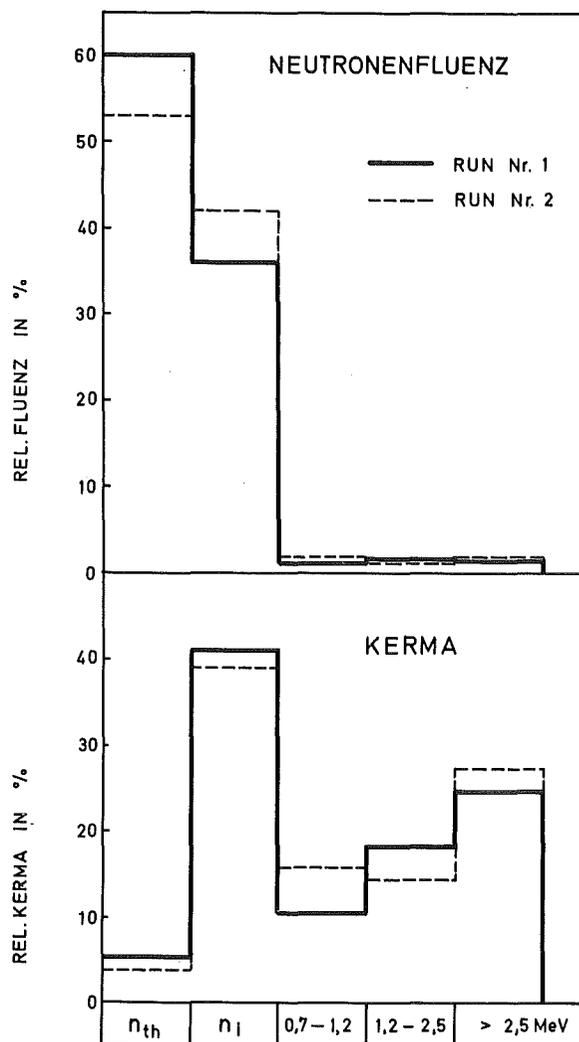


Abb. 4/11: Neutronenspektrum des schwerwassermoderierten Forschungsreaktors in Vinča, Jugoslawien

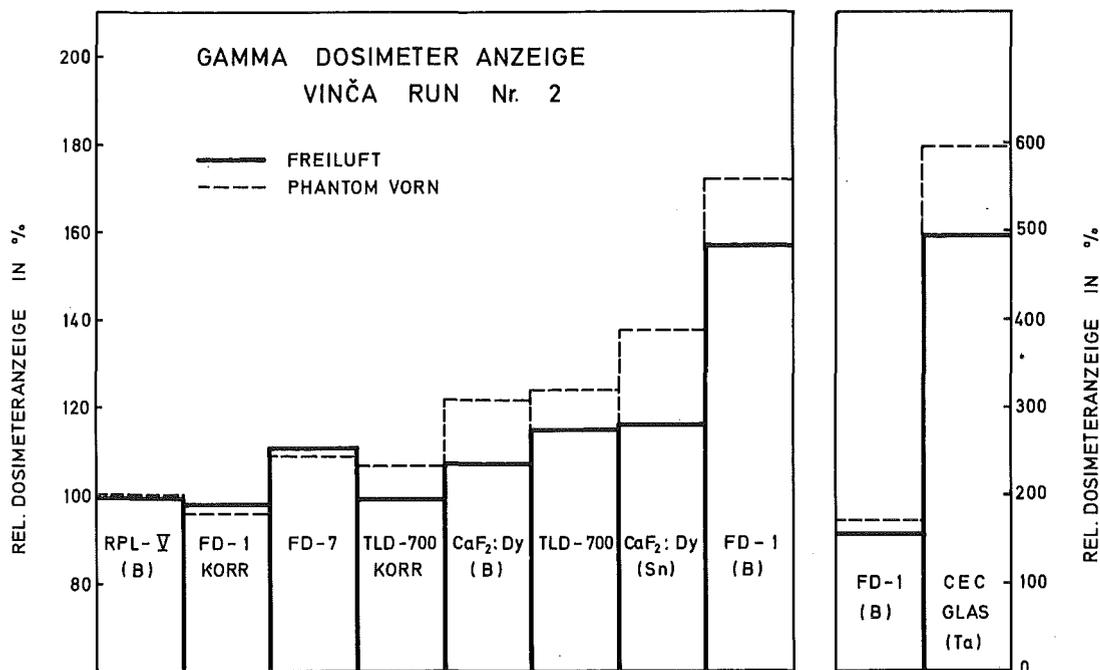


Abb. 4/12: Relative γ -Dosisanzeige von verschiedenen Phosphatglas- und Thermolumineszenzdosimetern nach einer Bestrahlung am Forschungsreaktor in Vinča, Jugoslawien

4.2.5 Arbeiten zur Exoelektronendosimetrie

H. Doerfel

Die Untersuchungen auf dem Gebiet der Exoelektronendosimetrie dienen der Entwicklung eines Bragg-Gray-Dosimeters zur materialäquivalenten Energiedosisbestimmung in verschiedenen Materialien. Im Rahmen dieser Arbeiten wurde zunächst die Theorie der thermisch stimulierten Exoelektronenemission (TSEE) untersucht. Dabei wurde ein neuer Ansatz zur Berechnung von TSEE-Glowkurven gefunden, der auf dem 4th International Symposium on Exoelectron Emission and Dosimetry in Liblice/CSSR zur Diskussion gestellt wurde [11]. Dieser Ansatz basiert auf einem System von Bilanzgleichungen und der Richardson-Gleichung. Er liefert eine allgemeine Differentialgleichung für die Glowkurve und als Spezialfall eine Beziehung zwischen der Temperaturlage des Glowmaximums und der Aufheizgeschwindigkeit. Mit Hilfe dieser speziellen Beziehung können die zur Berechnung von Glowkurven erforderlichen Parameter (Aktivierungsenergie, Frequenzfaktor und Austrittsarbeit) experimentell bestimmt werden.

Auf diese Weise wurde die Glowkurve von LiF (TLD 600) für eine Aufheizgeschwindigkeit von 10⁰C/s berechnet. Sie stimmt bei entsprechender Normierung ungefähr mit der experimentell ermittelten Glowkurve überein (Abb. 4/13).

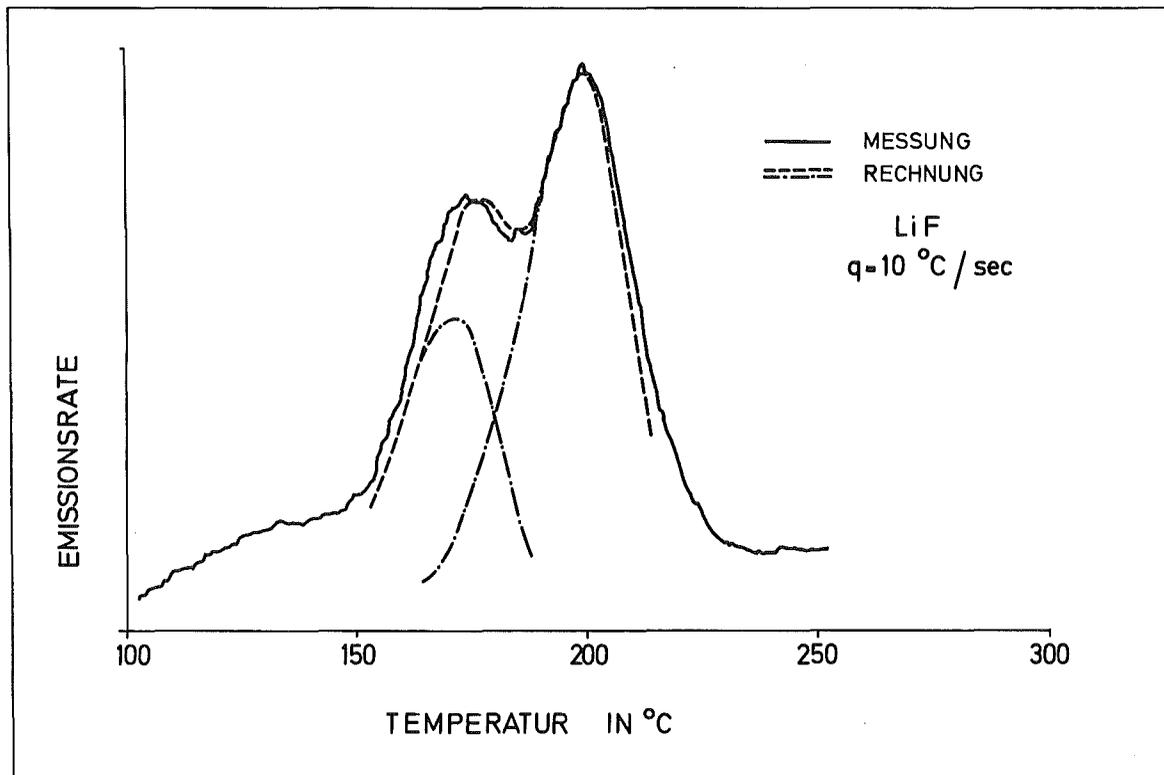


Abb. 4/13: Vergleich von gemessener und berechneter TSEE-Glowkurve

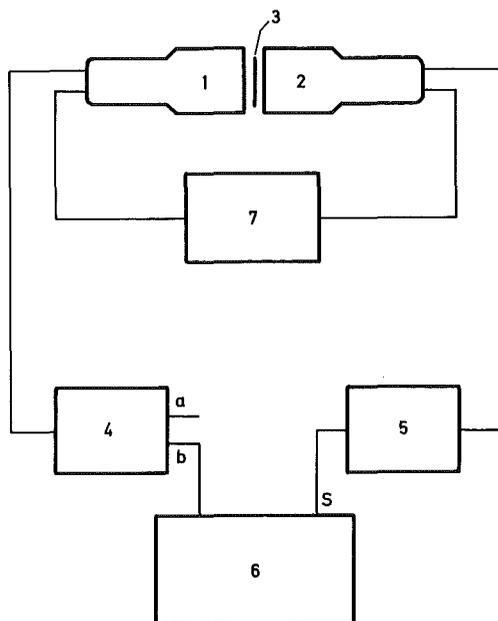
4.3 Messung von Einzelnucliden

4.3.1 Messung von ^{131}J im Spaltjodgemisch

H. Fessler

Bei eventuellen nuklearen Störfällen mit Austritt von gas- bzw. dampfförmigen Spaltprodukten ist eine Messung des ^{131}J -Gehaltes dieser Stoffe erforderlich, da ^{131}J als gefährlichster dieser flüchtigen Stoffe angesehen werden muß. Es wurde daher eine einfache Meßanordnung, die auch zur Messung vor Ort geeignet ist, aus NaJ(Tl)-Detektoren der Größe 3" x 3" entwickelt. Die γ -Spektren von Spaltjodgemischen, um die es sich bei flüchtigen Spaltprodukten meistens handelt, sind sehr komplex. Bei Verwendung eines einzigen NaJ-Detektors in üblicher Meßanordnung kann man den ^{131}J -Anteil in einem solchen Gemisch erst nach ca. 12 h bestimmen. Der Grund dafür ist im Comptonuntergrund zu suchen, der von den energiereichen γ -Quanten der kurzlebigen Spaltjodisotope verursacht wird. Es ist daher naheliegend, ein Anticomptonshield zu verwenden, um den Comptonuntergrund zu unterdrücken. Außerdem werden, falls man die Meßprobe mit in das Anticomptonshield einführt, γ -Kaskaden ausreichend gut unterdrückt. Dies wirkt sich bei Spaltjodgemischen günstig aus, da einerseits die interessierende 364 keV γ -Linie des ^{131}J nicht koinzident zu einer anderen ^{131}J -Linie ist, andererseits aber die anderen Spaltjodisotope - vor allem auch das sehr starke ^{134}J - Nuklide mit γ -Kaskaden sind.

Die aus 3" x 3" NaJ(Tl)-Detektoren aufgebaute Meßanordnung erfüllt teilweise die Vorteile eines Anticomptonshieldes (Abb. 4/14). In dieser Anordnung wirkt Detektor 2 als Anticomptonshield für rückgestreute Compton-Quanten, unterdrückt also die Comptonkontinua im Bereich der Comptonkanten. Ferner unterdrückt auch diese Anordnung γ -Kaskadenstrahler, wenn auch nicht so weitgehend wie ein Anticomptonshield.



- 1+2 = 3" x 3" NaJ (Tl) DETEKTOREN MIT VORVERSTÄRKER
 3 = SPALTJODPROBE
 4 = VERSTÄRKER MIT VERZÖGERTEM IMPULSAUSGANG (b)
 5 = VERSTÄRKER MIT DISKRIMINATOR
 6 = VIELKANALANALYSATOR MIT GATEEINGANG IN ANTIKOINZIDENZ-
 BETRIEB (S = GATEEINGANG)
 7 = HOCHSPANNUNGSEZERUEGER

Abb. 4/14: Prinzipbild

Zum Test einer solchen Meßanordnung wurde Uranyl nitrat im FR 2 einige Minuten bestrahlt. Das bestrahlte $\text{UO}_2(\text{NO}_3)_2$ wurde in 100 ml H_2O gelöst, die Lösung angesäuert, mit wenig Hydrazin versetzt und mit $30 \mu\text{g J}^-$ geträgert. 5 g eines AgJ-imprägnierten SiO_2 -Trägers wurden in eine Glassäule von 1 cm ϕ gebracht und mit H_2O bedeckt. Die 100 ml Wasser wurden mit 20 ml/min über den Katalysator geleitet und anschließend wurde dieser mit je 100 ml 4 M NH_4NO_3 und H_2O gewaschen. Der SiO_2 -Träger wurde durch zweifaches Kochen mit HF aufgelöst, das verbleibende AgJ im Verhältnis 1:5 bis 1:10 geteilt und auf geeigneten Filtern aufgebracht. Die Ausbeute des Isotopenaustausches zwischen Ag^{127}J und Radiojod, z.B. ^{131}J liegt bei 80 % - 90 %.

Die stärkere dieser beiden Proben wurde mit einem Ge(Li)-Detektor, die schwächere mit der oben beschriebenen Meßanordnung fortlaufend gemessen. Die jeweilig ersten Spektren dieser Meßreihen 5 h nach Bestrahlungsende sind in Abb. 4/15 dargestellt. Man erkennt bei beiden Spektren einen ^{131}J -Peak. Aus den im Ge(Li)-Detektor gemessenen Spektren wurde Aufbau und Abfall der ^{131}J Aktivität ermittelt. Wertet man unter Berücksichtigung des mittels Ge(Li)-Detektors ermittelten zeitlichen Verlaufs der ^{131}J -Aktivität das NaJ(Tl)-Spektrum auf ^{131}J hin aus, so ermittelt man bei der allgemein üblichen Auswertemethode eine zu kleine ^{131}J Aktivität. Bessere Ergebnisse erhält man für die ^{131}J -Aktivität nach folgender Rechenvorschrift:

$$\text{Nettozählrate } ^{131}\text{J} = \frac{380}{340} - \alpha \left(\frac{470}{450} + \frac{600}{580} \right) - \beta \left[\frac{580}{470} - \frac{110}{40} \left(\frac{470}{450} + \frac{600}{580} \right) \right] \quad (\text{Indizes in keV})$$

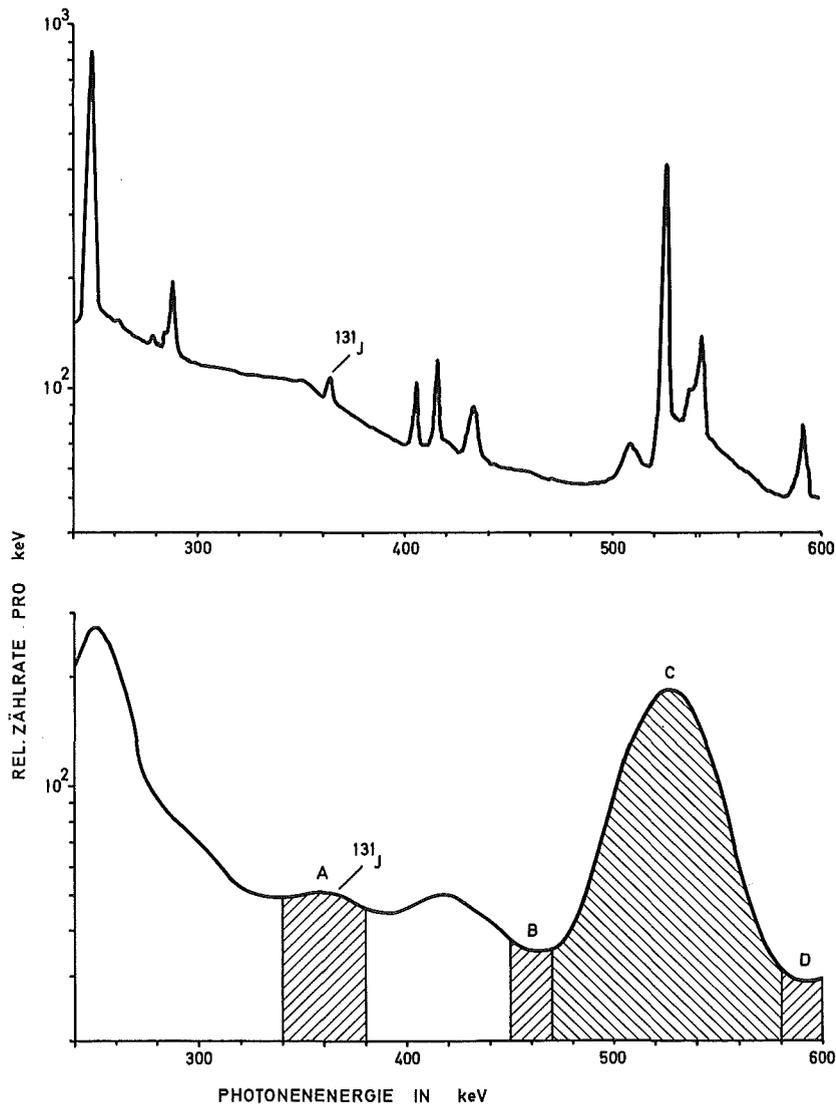


Abb. 4/15: Impulshöhenspektren eines Spaltjodgemisches 5 h nach Kurzzeitbestrahlung, gemessen mit einem Ge(Li)-Spektrometer (a) und einer NaJ(Tl)-Antikoinzidenzanordnung (b)

In Abb. 4/16 sind die nach den beiden Methoden errechneten ^{131}J -Aktivitätswerte bezogen auf die Sollaktivität der Zeit nach Bestrahlungsende aufgetragen.

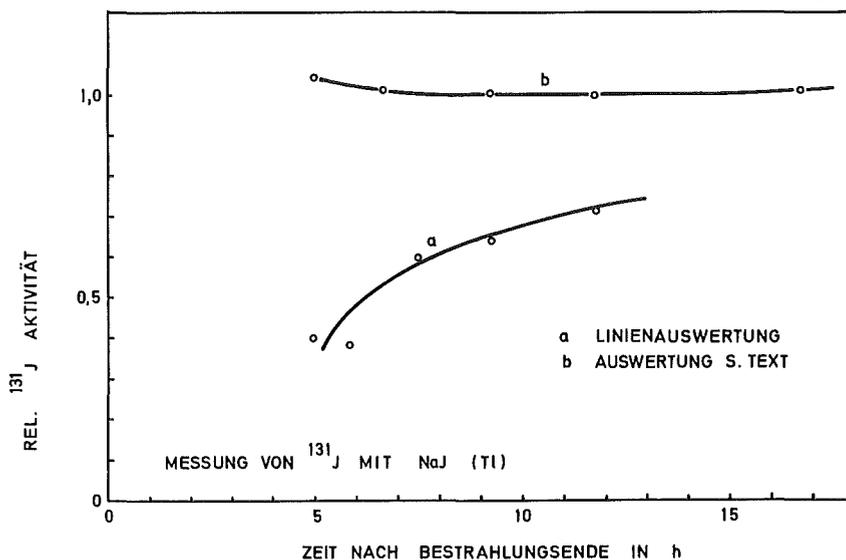


Abb. 4/16:
Relativer Wirkungsgrad
für die ^{131}J Messung
in der NaJ(Tl) Anti-
koinzidenzanordnung

4.3.2 Messung der Spaltproduktaktivität in der Atmosphäre nach einer Kernwaffenexplosion

J. Bogen, H. Fessler, H. Schüttelkopf

Die am 27.6.73 erfolgte Zündung einer H-Bombe mit einem Äquivalentgewicht von 1 - 2 Mt TNT in der Atmosphäre durch die V.R. China war Anlaß zu einer Meßreihe zum Nachweis der dadurch verursachten Spaltproduktaktivität in der Atmosphäre, im atmosphärischen Fallout und in der Milch von im Freien weidenden Kühen.

Luft wurde etwa 12 Meter über dem Erdboden durch Filter gesaugt, um atmosphärisches Aerosol abzuscheiden ($\sim 1400 \text{ m}^3$ Luft pro Filter, Abscheidegrad des Filters $> 99,6 \%$). Das γ -Spektrum dieser Filter wurde an einem Ge(Li)-Halbleiterdetektor aufgenommen und auf frische Spaltprodukte untersucht.

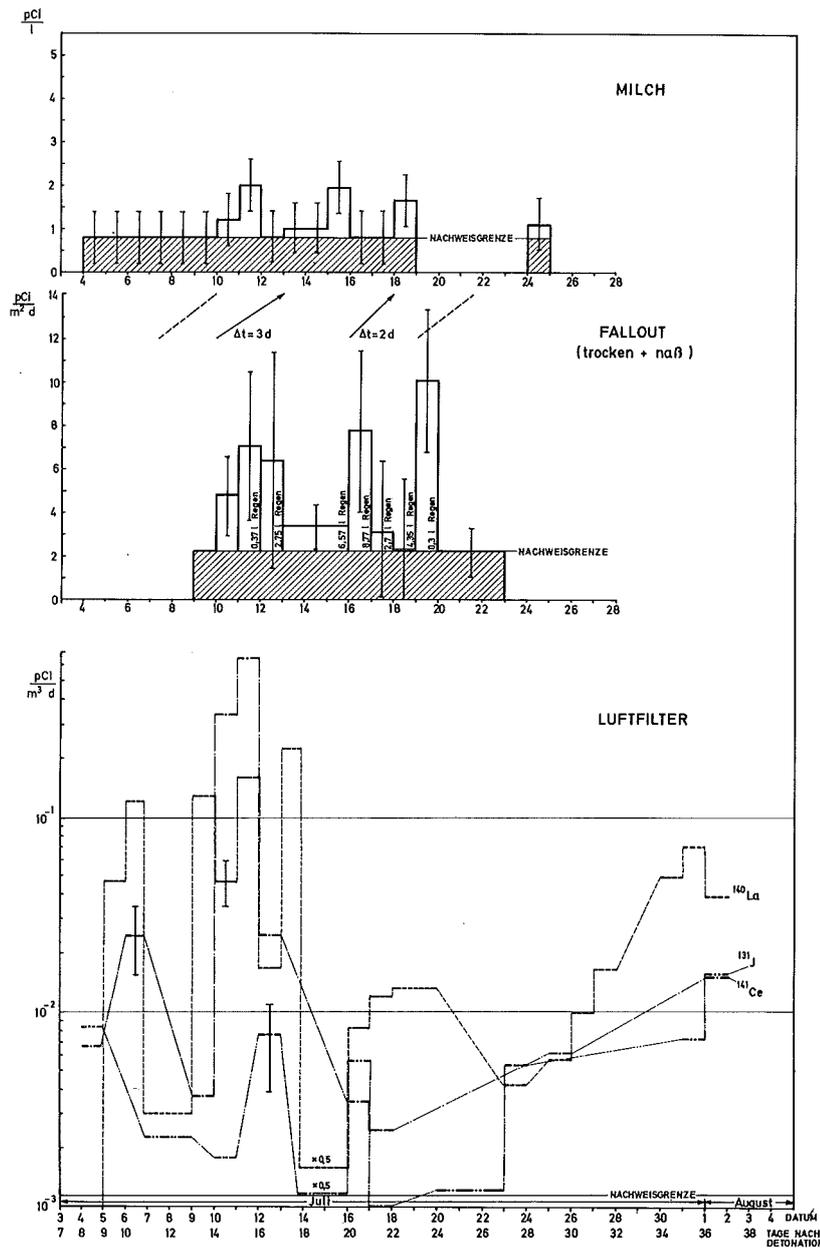


Abb. 4/17: Verlauf der Spaltproduktaktivitätskonzentration für Luftfilter, Fallout und Milch

Die aus Trockenfallout und Regen (falls vorhanden) bestehende Falloutprobe wurde in einem Auffangbecken, ebenfalls 12 m über dem Erdboden, gesammelt. In das Auffangbecken wurde zu Beginn jeder Probenahmeperiode eine J^- -Trägerlösung (10 mg J^- pro Liter) gegeben, um Adsorptionseffekte an der Oberfläche des Auffangbeckens zu vermeiden. Da für die spätere Anreicherung von Jod an 100 ml Anionenaustauscher (Dowex 1 x 8, 50-100 mesh, Cl^- -Form) das Jod als J^- vorliegen muß, wurde im Labor Hydrazin zur Probe hinzugegeben. In der Milch liegt das Jod bereits als J^- vor, so daß diese direkt über den Ionenaustauscher geleitet werden kann. Es wurden jeweils 4 Liter Milch pro Probe verarbeitet.

Nach der vollständigen Anlagerung von Jod am Anionenaustauscher wurde dieser zwischen zwei NaJ(Tl)-Szintillationsdetektoren ($3'' \text{ } \phi \times 1''$) ausgemessen. Die Ansprechwahrscheinlichkeit der Anordnung betrug 15 %. In Abb. 4/17 sind die Ergebnisse wiedergegeben. Im unteren Teil ist der Aktivitätsverlauf der Nuklide ^{140}La ($T_{1/2} = 40 \text{ h}$, entsteht über ^{140}Ba ($T_{1/2} = 12,8 \text{ d}$)), ^{131}J ($T_{1/2} = 8 \text{ d}$) und ^{141}Ce ($T_{1/2} = 32,5 \text{ d}$) in den besaugten Luftfiltern dargestellt. Man erkennt deutlich den Anstieg der Spaltproduktaktivitätskonzentration im Zeitraum 9.-13.7.73. Dies entspricht dem zu erwartenden ersten Durchzug der Spaltproduktwolke etwa 15 Tage nach der Detonation. Danach nimmt die Aktivitätskonzentration ab und erreicht zu Beginn des Monats August erneut höhere Werte. Dies entspricht dem zweiten Durchzug der Spaltproduktwolke etwa 36 Tage nach der Zündung.

Im mittleren Teil der Abbildung sind die aus den Falloutproben ermittelten ^{131}J -Aktivitätskonzentrationen aufgetragen. Das erste Konzentrationsmaximum stimmt zeitlich überein mit dem aus den besaugten Filtern ermittelten Verlauf. Die Absolutwerte der Aktivitätskonzentrationen im Fallout werden stark von Niederschlag (Regen) beeinflusst, was bei einem Vergleich mit den Werten der besaugten Filter zu berücksichtigen ist.

Die für die Milch ermittelte ^{131}J -Aktivitätskonzentration liegt meist unterhalb der apparativ bedingten Nachweisgrenze von 0,8 pCi pro Liter. Für den 12., 16. und 19.7.73 ergaben sich jedoch Werte oberhalb der Nachweisgrenze. Berücksichtigt man die aus der Literatur bekannten Verzögerungszeiten von etwa 2,5 Tagen zwischen der ^{131}J -Aufnahme durch das Futter und dem Nachweis von ^{131}J in der Milch, so ist der höhere ^{131}J -Wert in der Milch am 18./19.7.73 auf den höheren ^{131}J -Wert im Fallout vom 16./17.7.73 zurückzuführen. Entsprechendes gilt für die von 14.-16.7.73 ermittelte ^{131}J -Aktivität der Milch, die durch die erhöhte Konzentration von ^{131}J im Fallout in der Zeit 11.-13.7.73 verursacht wird. Eine Abschätzung der möglichen ^{131}J -Aufnahme bei einem Milchkonsum von 1 l/d ergibt während des Durchzuges der Spaltproduktwolke maximal einen Wert von 20 pCi. Dies entspricht einer Strahlenbelastung von 0,042 mrad für einen Erwachsenen bzw. 0,34 mrad für ein Kleinkind (Alter 1/2 Jahr) (gemäß ICRP-Publication No.17).

4.3.3 *Aufbau eines NaJ(Tl)/CsJ(Tl) Doppelkristall-Szintillations-Detektors zum Nachweis von inkorporierten Transurangemischen*

J. Bogen

Der Nachweis von in der Lunge inkorporiertem ^{239}Pu erfolgt über die L-Röntgenstrahlung des Uran im Energiebereich um 17 keV. Dieser Nachweis wird bei Anwesenheit von ^{241}Am gestört durch die bei dessen radioaktivem Zerfall emittierte Np-Röntgenstrahlung, ebenfalls im Energiebereich von 17 keV. Um bei der Berechnung der ^{239}Pu -Strahlenbelastung den Einfluß von Am zu berücksichtigen, ist die gleichzeitige Messung der 60 keV Strahlung von Am erforderlich. Wegen der größeren Detektoransprechwahrscheinlichkeit verglichen mit einem Proportionalzähler ist hierfür ein Szintillationsdetektor geeignet.

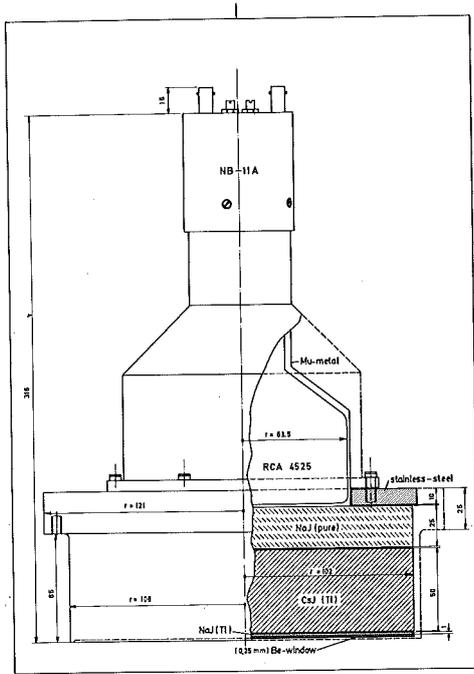


Abb. 4/18: Aufbau des Doppelkristall-Szintillationsdetektors

Abb. 4/18 zeigt den Aufbau des Doppelkristall-Szintillations-Detektors. Hinter einem 0,25 mm dicken Beryllium-Fenster befindet sich ein NaJ(Tl)-Kristall von 8" Durchmesser und 1 mm Dicke, der optisch mit einem 8" ϕ x 2" CsJ(Tl)-Kristall verbunden ist. Die Dicke des NaJ(Tl)-Kristalls ist optimiert für den Nachweis der 17 keV-Röntgenstrahlung. Ist die Energie der einfallenden Gamma-Strahlung größer, so wird sie zunehmend auch in CsJ(Tl)-Kristall nachgewiesen. Wegen der unterschiedlichen Lumineszenz-Abklingzeiten in NaJ(Tl) (0,25 μ sec) und CsJ(Tl) (1,1 μ sec) können die ausschließlich in NaJ(Tl)-Kristall nachgewiesenen Gamma-Quanten elektronisch von denjenigen getrennt werden, die im NaJ(Tl) + CsJ(Tl) bzw. nur im CsJ(Tl) nachgewiesen werden. Um die vom Glas des Photovervielfachers herrührende ^{40}K -Aktivität zu verringern, befindet sich zwischen Photovervielfacher und CsJ(Tl)-Kristall ein Lichtleiter aus nicht-aktiviertem NaJ.

Das Blockschaltbild der Elektronik ist in Abb. 4/19 dargestellt. Die von dem Photovervielfacher registrierten Szintillationen gelangen über den Vorverstärker NB-25 A zu dem Hauptverstärker Mod. 460 (mit Delay-Line-Pulse-Shaping). Am Ausgang zeichnen sich die im NaJ(Tl) bzw. CsJ(Tl) nachgewiesenen Ereignisse durch unterschiedliche Impulsabfallzeiten aus. Diese werden von dem Pulse-Shape-Analyzer Mod. 458 in Impulse mit unterschiedlicher Amplitude umgewandelt. Durch das als Einkanal-Impulshöhen-Diskriminator wirkende "Time-Window" lassen sich die im NaJ(Tl)-Kristall nachgewiesenen Ereignisse auswählen. Am Ausgang U_L erscheinen alle Impulse, deren Abfallzeiten nicht innerhalb des eingestellten Fensters (für NaJ(Tl)-Impulse = 90 nsec) liegen. An der nachgeschalteten Koinzidenzstufe Mod. 418 A werden die innerhalb des eingestellten Zeitfensters registrierten Impulse in Antikoinzidenz zu den nicht im Zeitfenster liegenden Impulsen und in Antikoinzidenz zu den Impulsen betrieben, die zu einer Übersteuerung des Vorver-

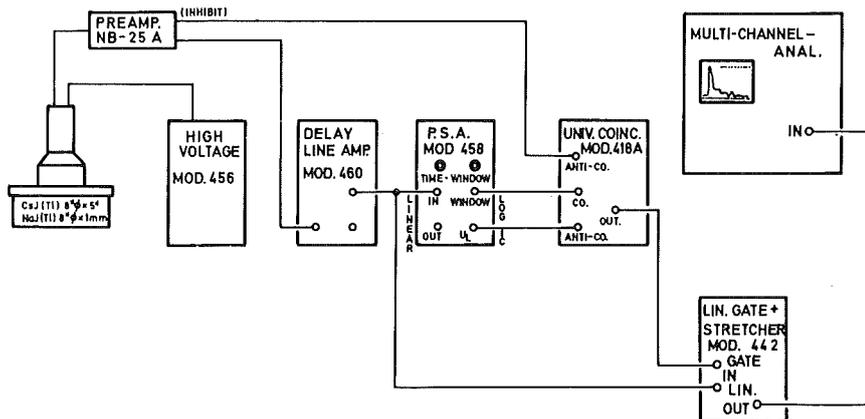


Abb. 4/19: Blockschaltbild der Elektronik

stärkers NB-25 A führen. Mit den Ausgangsimpulsen der Koinzidenzstufe wird ein Lineares Gate Mod. 442 gesteuert, das nur die im NaJ(Tl)-Kristall registrierten Impulse an den Vielkanalanalysator weiterleitet. Dort wird das Gamma-Spektrum im Energiebereich 0-80 keV aufgezeichnet. Die Energieauflösung der Anordnung beträgt bei $E_\gamma = 60$ keV etwa 25 %, bei $E_\gamma = 17$ keV etwa 55 %. Messungen zur Eichung der Anordnung werden durchgeführt.

4.3.4 Spezielle Messungen

H. Fessler

Im Jahre 1973 wurden eine Vielzahl von Sondermessungen durchgeführt, die in Tabelle 4/4 aufgeführt sind. Für die Kernkraftwerke Obrigheim, Gundremmingen und Niederaichbach sind dies vor allem low-level-Messungen von Proben aus der Umgebung. Außerdem wurden Gasproben aus verschiedenen Reaktorkreisläufen γ -spektroskopisch auf radioaktive Edelgase und mit β -Messung auf rein gasförmige Radionuklide sowie auf in Wasserdampf vorhandenes Tritium ausgemessen.

Meßgut	Aufbereitung	Meßmethode	Anzahl der Proben
Wasserproben	Mitfällung und Adsorption; Eindampfen	α - und β -Bruttoaktivität	301
		Flüssigszintillation	76
Bodenproben	keine	} β -Bruttoaktivitätsmessung γ -Spektroskopie	8
Biologisches Material	Teilweise Trocknung und Veraschung		54
Luftfilter	keine	γ -Spektroskopie	196
Gasproben	Trennung Gas-Wasserdampf	γ -Spektroskopie β -Messung	26

Tab. 4/4: Art und Anzahl der Sondermessungen

5. Strahlenschutzmeßgeräte

Der Bestand an elektronischen Geräten, der von der Abteilung Strahlenschutz und Sicherheit betreut wird, setzt sich aus einer großen Anzahl von tragbaren Dosisleistungs- und Kontaminationsmonitoren, aus Meßplätzen zur Aktivitätsbestimmung, den ortsfesten Luftüberwachungsanlagen und wenigen, aber teureren und komplizierten Anlagen zur Spektroskopie zusammen. Daraus ergibt sich zwangsläufig eine gewisse Unterteilung im Service, der soweit als möglich selbst durchgeführt wird. Die Arbeitsgruppe "Geräteelektronik" erfüllt hierbei folgende Aufgaben:

- regelmäßige elektronische Wartung und Kalibrierung der tragbaren Dosisleistungsmeßgeräte der GfK und von fünf Fremdfirmen;
- Reparatur und Kalibrierung aller HFK- und Kontaminationsmonitoren der GfK;
- Reparatur und Kalibrierung der Luftüberwachungsanlagen in verschiedenen Instituten und Abteilungen des Kernforschungszentrums;
- Reparatur aller sonstigen elektronischen Geräte aus den Bereichen der Abteilung Strahlenschutz und Sicherheit;
- Eingangskontrolle der von der Abteilung beschafften Geräte; Untersuchung neuer Geräte und Bestimmung der elektronischen Eigenschaften von Detektoren;
- Entwicklung von kommerziell nicht erhältlichen Geräten für den Bedarf der Abteilung;
- Beratung von Instituten und Abteilungen bei der Beschaffung von Strahlenmeßgeräten.

5.1 Wartung und Reparatur von Strahlenschutzmeßgeräten

A. Schmitt

Gemäß einer Auflage der Aufsichtsbehörde werden sämtliche Dosisleistungsmeßgeräte, die im Kernforschungszentrum Karlsruhe eingesetzt sind, von der Abteilung Strahlenschutz und Sicherheit regelmäßig auf ihre Funktionstüchtigkeit überprüft. Sie werden nach einem Wartungsplan halbjährlich auf mechanische und elektronische Fehler und Alterungserscheinungen untersucht und dann am Hochdosisstand kalibriert. Auch neu beschaffte Geräte, wie auch solche instandgesetzten Dosisleistungsmesser, bei denen die Reparatur die Eichung beeinflusst, werden vor dem Einsatz kalibriert. Im Berichtsjahr wurden u.a. 812 Dosisleistungsmeßgeräte kalibriert.

Die Typen der gewarteten Geräte und der Umfang der Arbeiten sind aus der Tabelle 5/1 ersichtlich. Gegenüber dem Vorjahr haben sie um 7 % zugenommen, wobei 22 % der Kalibrierungen an Geräten für Fremdfirmen durchgeführt wurden.

Den Umfang der Wartungs- und Reparaturarbeiten an tragbaren Strahlenschutzmeßgeräten, HFK-Monitoren und Aktivitätsmeßplätzen zeigt Tabelle 5/2. Die weitaus häufigsten Fehler waren defekte Fensterfolien, verschmutzte Durchflußzähler, Kabeldefekte an Handsonden. Weiterhin wurde die Eingangskontrolle von 51 neu beschafften Strahlenschutzmeßgeräten durchgeführt.

Die bisher vorhandenen 36 Anlagen mit über 100 Meßstellen zur Pegel- und Luftüberwachung in den verschiedenen Instituten und Abteilungen, die von der Abteilung Strahlenschutz und Sicherheit betreut werden, wurden im Jahre 1973 durch 5 fahrbare Alpha-Beta-Pseudokoinzidenz-Aerosolmeßstellen und eine festinstallierte Anlage mit 4 Dosisleistungsmeßstellen erweitert. Außerdem wurden 3 Aerosol-Festfilter mit den zugehörigen Pumpen montiert. Über 110 Reparaturen und teils größere Überholungsarbeiten mußten an Luftüberwachungsanlagen vorgenommen werden.

Gerätetyp	Routineprüfung	Reparatur und Kalibrierung	neue Geräte: Eingangskontrolle und Kalibrierung
Jordankammer	173	8	5
Graetz X-10	21	4	
" X-50	126	23	
" X-500	17	2	2
" X-1000	6	4	1
Total 6150	62	1	1
" 6112	56	8	
Babyline	11		
Taschenwarngeräte	17	20	20
Neutronenmeßgeräte	15		
Stabdosisimeter	20		140
Sonstige	18	21	10
Insgesamt	542	91	179

Tab. 5/1: Wartungsarbeiten an Dosisleistungsmeßgeräten im Jahre 1973

Kontaminationsmonitoren	155
HFK-Monitoren	59
Fußbodenmonitoren	8
Wäschemonitor	1
Tritiummonitoren	1
Aktivitätsmeßplätze	47
Probenwechsler, etc.	
Dosisleistungsmeßgeräte	123
Taschenwarngeräte	20
Neutronenmonitoren	7
Sonstige Geräte	26
Insgesamt	447

Tab. 5/2:

Wartungs- und Reparaturarbeiten
an Strahlenschutzmeßgeräten

Die Betreuung der Anlagen durch die Abteilung Strahlenschutz und Sicherheit beginnt schon vor der Beschaffung mit der Beratung über das jeweils zweckmäßigste Meßverfahren und die Geräteauswahl. So wurden z.B. im Jahre 1973 für das Institut für Heiße Chemie 5 neuentwickelte Alpha-Beta-Pseudokoinzidenzanlagen beschafft, die von uns getestet und deren technische Ausführung nach unseren Wünschen verbessert wurde. Weiter sei die Untersuchung von Pu-Aerosolmonitoren für das Institut für Material- und Festkörperforschung genannt und ein Vorschlag für die Gamma-Dosisleistungsmessung an Heißen Zellen.

Erwähnt sei noch die Zählrohr-Monitoranlage zur Umgebungsüberwachung im Kernforschungszentrum mit 30 Meßstellen, deren Meßschränke im Jahre 1973 umgebaut wurden, sowie die telefonisch abfragbaren Zählrohrstationen mit 8 Meßstellen und weitere 6 Zählrohrmeßstellen auf dem Dach des Strahlenschutzgebäudes und am meteorologischen Mast, die ständig betriebsbereit gehalten wurden.

5.2 Elektronische Entwicklungen

5.2.1 Dosisleistungsmonitor mit Fernübertragung

D.P. Pretschner, A. Schmitt

Zur Messung der Gamma-Dosisleistung im Gelände des Kernforschungszentrums wurde im Rahmen einer Diplomarbeit ein neuer Zählrohrmeßkopf entwickelt. Wie bei der vorhandenen Zählrohrmonitoranlage sollte für den Meßbereich von 10 $\mu\text{R/h}$ bis 10 mR/h das bewährte Zählrohr BZ 120 verwendbar sein, für den Bereich von 10 mR/h bis 1000 R/h die Type 18529. Das Problem der Entwicklung war die Forderung, daß Stromversorgung und Meßwertübertragung über ein einziges Adernpaar, z.B. eine Fernsprechleitung, erfolgen sollen. Der Verwendungszweck erforderte eine weitgehende Temperaturunabhängigkeit, robusten Aufbau und Zuverlässigkeit bei möglichst geringem Stromverbrauch.

Die verschiedenen Möglichkeiten zur Meßwertübertragung wurden verglichen und es wurde untersucht, mit welchen Störungen auf vorhandenen Meßleitungen zu rechnen ist. Als bester Kompromiß zwischen Aufwand, Stromverbrauch, Störsicherheit und Genauigkeit wurde ein Verfahren gewählt, bei dem im Meßkopf der Logarithmus der Zählrate gebildet und kontinuierlich als analoge Tonfrequenz übertragen wird. Durch die Wahl neuartiger integrierter Schaltkreise war ein relativ einfacher Aufbau möglich.

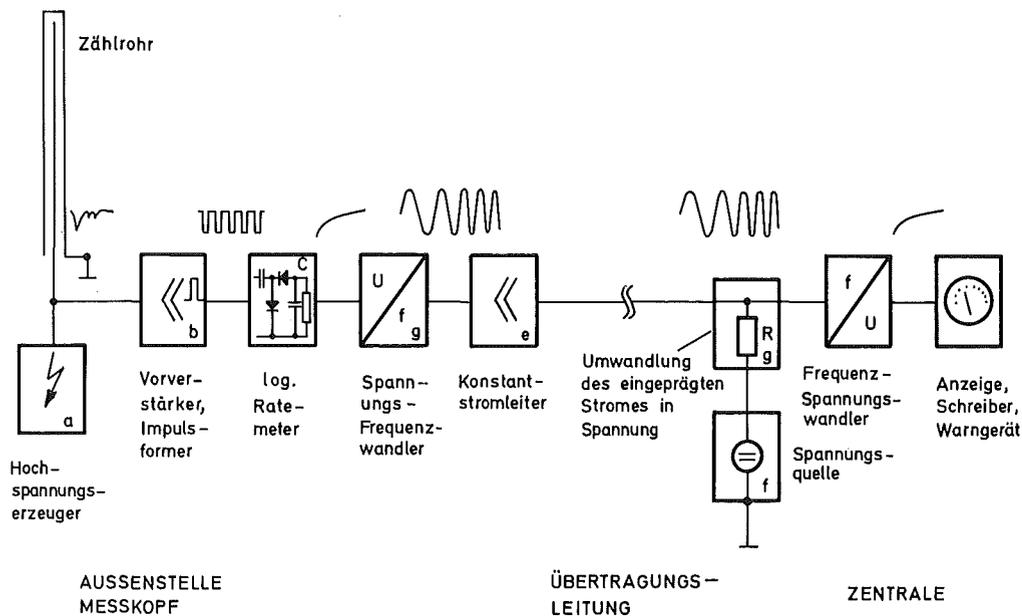


Abb. 5/1: Dosisleistungsmonitor mit Fernübertragung

5.2.2 Real-Time-Clock mit Drucker RTC 73 für das Vielkanal-Analysatorsystem ND 4410

H.G. Röber

Bei der gammaspektroskopischen low-level-Analyse von Nuklidgemischen, die Nuklide mit kurzen Halbwertszeiten enthalten, muß man nicht nur die Dauer der Meßzeit in live-time, sondern auch die exakte Uhrzeit des Beginns und des Endes einer Messung kennen. Um unbeaufsichtigte Langzeitmessungen über Nacht durchführen zu können, müssen diese real-time-Werte vom Analysatorsystem selbst gesteuert und ausgegeben werden. Hierzu gibt es zwar ein Rechenprogramm, das aber soviel Speicherkapazität des eingebauten Kleinrechners benötigt, daß dadurch die Möglichkeiten zur Spektrumsanalyse stark eingeschränkt werden.

Aus diesem Grund wurde eine separate real-time-clock mit einem kleinen Zifferndrucker entwickelt, die ihre Taktfrequenz vom 100 kHz-Quarz des ADC bezieht. Das Ausdrucken der Uhrzeit zu Beginn und Ende einer Messung vom "Acquire-Signal" des ADC gesteuert. Die Uhrzeit wird im 24-Stunden-Rhythmus in Sekunden, Minuten und Stunden angezeigt. Das Stellen der Uhr kann schnell und genau mit Tasten vorgenommen werden. Eine Störung der Zeitmessung durch einen kurzzeitigen Netzausfall wird durch eine Lampe angezeigt, die beim erneuten Stellen erlischt. Um die zusammengehörigen Uhrzeiten von Anfang und Ende einer Messung auf dem Druckerstreifen besser unterscheiden zu können, wird nach jedem Wertepaar eine Zeile Nullen ausgedruckt.

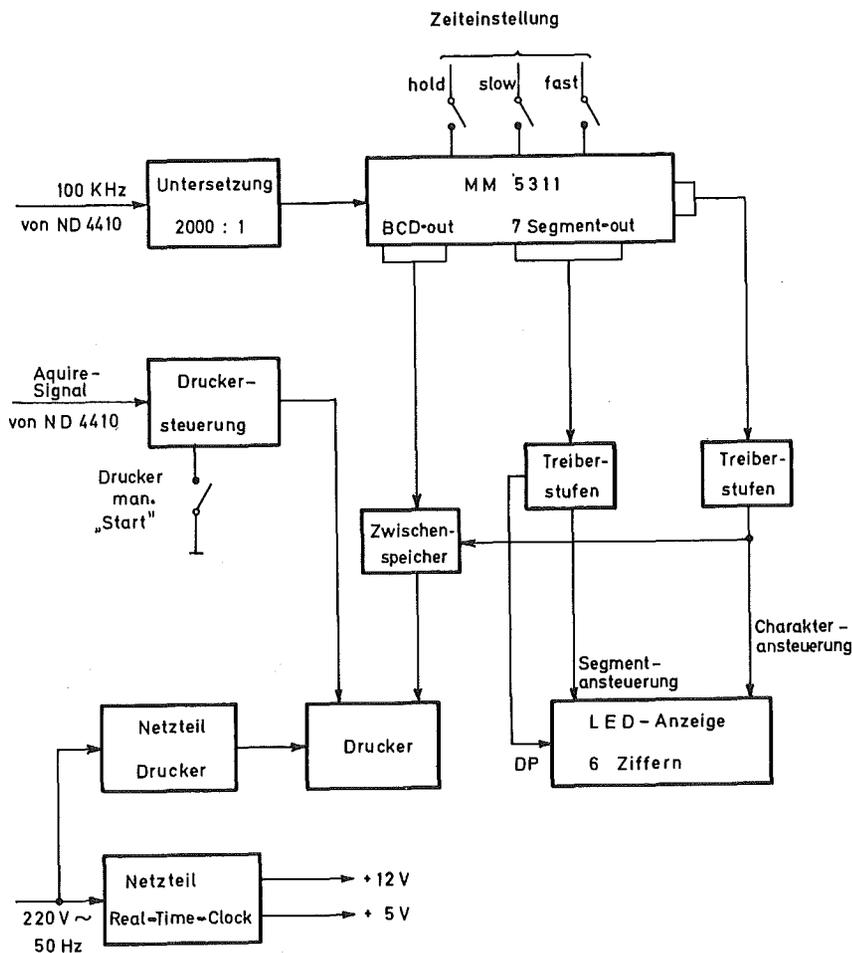


Abb. 5/2: Real Time Clock RTC 73

Das Schaltungskonzept dieser real-time-clock wurde durch die Verwendung des hochintegrierten Schaltkreises Type MM 5311 wesentlich vereinfacht, der alle logischen Verknüpfungen einer Digitaluhr und Ausgänge zur direkten Ansteuerung der sechsstelligen Gallium-Arsenid-Ziffernanzeige enthält. Die Anpassung der Signale, die Untersetzung der Taktfrequenz und die Steuerung des Druckers boten interessante Entwicklungsprobleme. Durch die Verwendung eines miniaturisierten Zifferndruckers war der Aufbau in einem nur 8 cm hohen 19-Zoll-Einschub möglich.

5.2.3 Zeitsteuerung für das TLD-Auswertegerät Harshaw Model 2000

H.G. Röber

Bei der Entwicklung von Dosimetersystemen werden an die Reproduzierbarkeit der Messungen weit höhere Anforderungen gestellt als bei Routineauswertungen. Nachdem bei unserem TLD-Dosimeterauswertegerät Harshaw Model 2000 eine Unsicherheit in der Reproduzierbarkeit von mehr als 1 % festgestellt worden war, wurde das Gerät gründlich untersucht. Es zeigte sich, daß die Ursache für die Ungenauigkeit die relativ einfache Zeitbasis war.

Daher wurde in Kombination mit einer Druckersteuerung eine digitale Zeitsteuerung entwickelt, mit der Meßzeiten bis 99 sec bzw. 99 min in ganzen Sekunden- bzw. Minuten-schritten vorgewählt werden können. Als Zeitbasis dient ein 1 MHz-Quarz, dessen Frequenz durch integrierte Untersetzerstufen entsprechend herabgesetzt wird. Eine Besonderheit stellt die Ansteuerung der dreistelligen LED-Ziffernanzeige dar, die sequentiell angesteuert werden muß. Die hierfür nötige Taktfrequenz wird nämlich an einer Stufe der Zeit-Untersetzung abgenommen, so daß ein besonderer Taktgenerator entfallen kann.

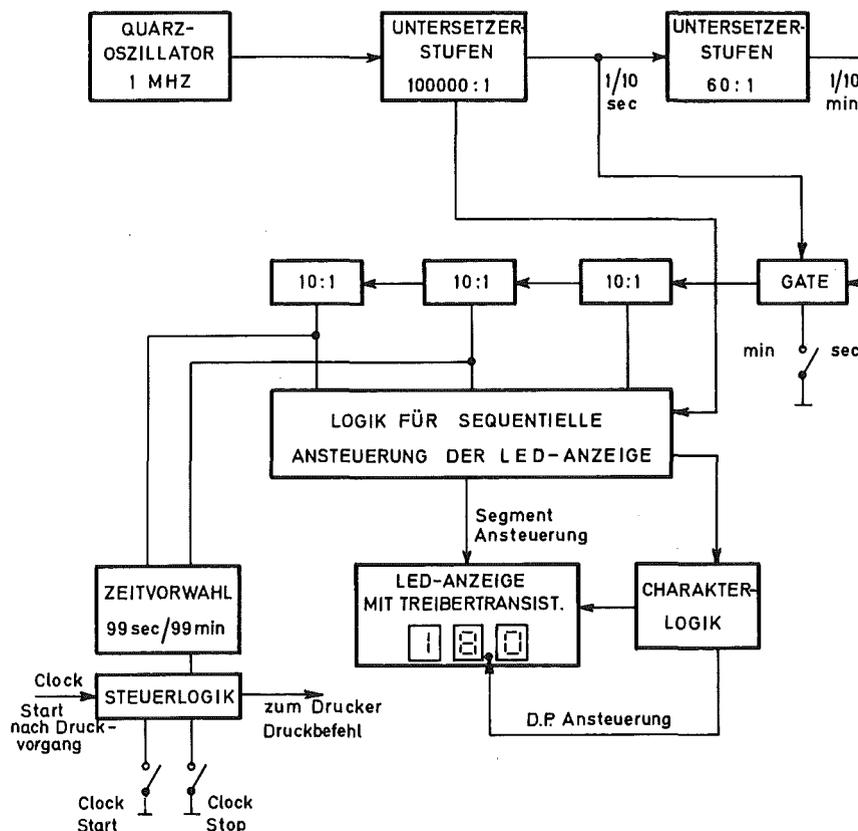


Abb. 5/3: Zeitsteuerung für TLD-Auswertegerät

Normalerweise wird eine Messung durch Drücken einer Taste am Auswertegerät gestartet, das einen Startimpuls an die Zeitsteuerung abgibt. Nach Ablauf der vorgewählten Meßzeit ändert die Zeitsteuerung den Pegel auf einer Steuerleitung, worauf das Auswertegerät die Messung beendet und den Ausdruck veranlaßt. Nun wurde die Zeitsteuerung so mit der Druckersteuerung verknüpft, daß die Rückmeldung des Druckers eine neue Messung auslösen kann und damit wahlweise ein repetierender Betrieb möglich ist.

Zum Ausdrucken stand bis jetzt ein Zifferndrucker Model 561 B von Hewlett-Packard zur Verfügung, der viel Platz beansprucht. Es ist beabsichtigt, Zeitsteuerung und Druckersteuerung mit einem kleinen Drucker als handliche Einheit zusammenzufassen.

5.2.4 Der Schreiberverstärker SV 13

H.G. Röber

Um die Weiterverwendung von Linienschreibern, die sich noch in einem guten Zustand befinden aber wegen ihres hohen Leistungsbedarfs nur selten von neueren Geräten direkt betrieben werden können, zu ermöglichen, wurde ein kleiner, am Schreiber direkt befestigbarer Verstärker entwickelt.

Die Schaltung ist mit zwei integrierten Operationsverstärkern aufgebaut, von denen der eine als Spannungsverstärker, der andere als Stromtreiber geschaltet ist. Auf herausgeführte Einstellregler wurde absichtlich verzichtet, um eine unkontrollierte Verstellung auszuschließen. Der massefreie Eingang kann durch einlötbare Vor- und Nebenwiderstände in weiten Grenzen angepaßt werden, so daß z.B. Spannungsmessbereiche ab 10 mV Vollausschlag möglich sind. Es können sowohl positive wie auch negative Signale verarbeitet werden, Nullage und Vollausschlag sind intern einstellbar. Die Netzversorgung ist mit der Verstärkerschaltung zusammen auf einer geätzten Platine aufgebaut.

5.3 Störfallinstrumentierung

W. Neumann

An Reaktoren sind Störfallinstrumentierungen vorgesehen, die beim Überschreiten bestimmter Grenzwerte (z.B. Druck, Temperatur und Luftfeuchte) in das Sicherheitssystem eingreifen und eine Abschaltung oder andere Sicherheitseinrichtungen auslösen. Hinzu kommen Überwachungseinrichtungen auf Radioaktivität in der Abluft und im Abwasser, die jedoch hauptsächlich für den Normalbetrieb ausgelegt sind.

Die geschilderte Instrumentierung ist auch für den Schadensfall als ausreichend anzusehen, wenn das Containment unzerstört bleibt und die aus dem Core oder Kreisläufen freigesetzten Aktivitäten kontrolliert über den Kamin abgegeben werden können. Dieses Ergebnis brachte eine Studie über den heutigen Stand der nuklearen Störfallinstrumentierung.

In einer weiteren Studie wurden verschiedene Störfallinstrumentierungen verglichen, die auch dann noch brauchbare Meßergebnisse liefern sollen, wenn der sehr unwahrscheinliche Fall eines hypothetischen Unfalls, z.B. Zerstörung des Containments bei gleichzeitiger Aktivitätsfreisetzung aus Anlagenkomponenten, eintreten sollte. Da es in einem solchen Fall vordringliche Aufgabe der Einsatzleitung ist, die Bevölkerung vor Schaden zu bewahren, kommt der sicheren Beurteilung des Strahlenpegels und der Verteilung radioaktiver Stoffe in der Umgebung der Anlage primäre Bedeutung zu. So ist eine Gefährdung durch

1. die äußere Bestrahlung aus dem Reaktorgebäude, von der Abluftfahne und von der Abluftfahne und von den am Boden abgelagerten Stoffen,
2. die Inhalationsdosis aus der radioaktiven Kontamination der Luft,
3. die Ingestionsdosis aus der radioaktiven Kontamination des Bodens (Feldfrüchte, Trinkwasser)

möglich.

Für einen hypothetischen Störfall ist die Abschätzung der radioaktiven Belastung in den umliegenden Gebieten mit Hilfe von Messungen im Reaktor oder Kamin über Umrechnungen mit Hilfe von Freisetzungs- und Ausbreitungsmodellen wenig geeignet, da die meteorologischen Bedingungen, die in die Rechnung mit einfließen, in dem betrachteten Zeitraum schwanken und die Freisetzungspfade nicht bekannt sind. Es erscheint deshalb zweckmäßig, in den nahegelegenen Ortschaften ein Meßstellennetz zur Erfassung der γ -Dosisleistung aufzubauen und diese Meßstellen z.B. über Funk abzufragen. Man erhält so einen schnellen Überblick, um eventuell vorsorgliche Schutzmaßnahmen einleiten zu können (Sofortprogramm). Parallel zu dieser Dosisleistungsmessung sollte ein umfangreiches Umgebungsüberwachungsprogramm gestartet werden. Probenahmefahrzeuge sollten in den besiedelten Gebieten Proben nehmen, die in mobilen oder stationären Meßlabors γ -spektroskopisch auszuwerten sind (Folgeprogramm). Nach Kenntnis der prozentualen Zusammensetzung des freigesetzten Nuklidgemisches ist eine endgültige Beurteilung der Strahlengefahr möglich.

Die finanziellen Aufwendungen für eine solche Unfallinstrumentierung müssen in Relation zu den heutigen Anlagekosten von Großkraftwerken gesehen werden. Bei einer elektrischen Leistung von 1000 MW und einem Anlagenpreis von DM 900.-/kW installierte Leistung werden die Kosten für eine wirksame Notfallinstrumentierung (Sofort- und Folgeprogramm) bei ca. 1 % liegen.

5.4 Funktionsprüfung einer Ionisationskammer unter Störfallbedingungen

H.-G. Dillmann, A. Weinert, J.G. Wilhelm

Im Auftragsverfahren wurde eine Störfall-Ionisationskammer, die im Reaktorsicherheitsbehälter im Rahmen der Unfallinstrumentierung eingebaut werden soll, auf ihre Beständigkeit gegenüber den GaU-Bedingungen untersucht. Gefordert wurde als Bedingung 151 °C entsprechend 5 at Satttdampfzustand über einen Zeitraum von 6 Stunden. Die Ionisationskammer wurde im Filterprüfstand (s. 7.1.3) getestet. Druck und Temperatur wurden mit einer Abweichung von $< \pm 20$ mmWS bzw. $< \pm 0,5$ °C eingehalten. Beim Hochfahren der Anlage von Raumtemperatur auf 151 °C ergab sich eine Drift von < 1 % des Kammermeßwertes. Nach Abfahren des Kreislaufes und Ausbau und Öffnung der Kammer zeigte sich keine Beschädigung.

6. Theoretische Behandlung von Strahlenschutzfragen

W. Comper

6.1 Organdosis bei Inhalation von Edelgasen

Bei Exposition einer Person in einer Edelgaswolke sind neben der Ganzkörperdosis auch die verschiedenen Organdosen zu berücksichtigen. Infolge ihrer Löslichkeit in der Körperflüssigkeit werden die Edelgase zu den einzelnen Organen transportiert. Die Absorptions- bzw. Desorptionsraten der Edelgase im Körpergewebe während bzw. nach der Exposition sind eine komplexe Funktion des Gewebe-Blut-Partitionskoeffizienten. Die im Organ absorbierte Dosis hängt auch von der Durchblutung des betreffenden Gewebes und der Expositionszeit ab. Bei Exposition von einigen Minuten wird ein Gleichgewicht nur zwischen Luft und Blut, eventuell auch zwischen Luft und den Lymphen erreicht; um die tieferen Gewebe zu erreichen, benötigt der Diffusionsprozess aber viele Stunden. Der für die Dosisberechnung notwendige "gewichtete" Partitionskoeffizient $\bar{\lambda}$ (Gewebe/Luft) kann für ein Durchschnitts-Gewebe aus folgender Beziehung berechnet werden:

$$\bar{\lambda} = f \lambda_f + b \lambda_b + r \lambda_r \quad (1)$$

$\lambda_f, \lambda_b, \lambda_r$ Partitionskoeffizienten für Fett, Blut und Restgewebe.
 f, b, r Bruchteile der Gewebevolumina an dem Körpervolumen.

Häufig benutzte mittlere Partitionskoeffizienten:

λ (Gewebe/Luft) = 0,06 für alle Gewebearten außer Fett.

λ (Fett/Luft) = 0,54

λ (Gewebe/Luft) = 0,163 für den Ganzkörper.

Die Dosisrate \dot{D} ist direkt proportional der Edelgaskonzentration C_L in der Atemluft und einem Gewebedosisfaktor g .

$$\dot{D} = g_{\text{Gewebe}} C_L \left[\frac{\text{rem}}{\text{B}} \right] \quad (2)$$

$$g_{\text{Gewebe}} = 2 \lambda \frac{\rho_L}{\rho_{\text{Gewebe}}} g$$

$\rho_L, \rho_{\text{Gewebe}}$ Dichte der Luft bzw. des Gewebes
 λ Partitionskoeffizient
 g Submersionsdosisfaktor

Mit der Beziehung (2) wurde die Organbelastung abgeschätzt, die bei einer Exposition in einer ausgedehnten Kr-85-haltigen Wolke zu erwarten ist. Die spezifische Aktivität entspreche $1/100$ MZK ($C_L = 30 \text{ nCi/m}^3$). Tabelle 6/1 zeigt, daß die innere Bestrahlung gegenüber der äußeren zu vernachlässigen ist; dies gilt auch für andere Edelgase.

	Äußere Bestrahlung der Haut		Innere Bestrahlung des Ganzkörpers der Gonaden			
	g $\frac{\text{rem m}^3}{\text{Ci s}}$	\dot{D} $\frac{\text{mrem}}{\text{a}}$	g $\frac{\text{rem m}^3}{\text{Ci s}}$	\dot{D} $\frac{\text{mrem}}{\text{a}}$	g $\frac{\text{rem m}^3}{\text{Ci s}}$	\dot{D} $\frac{\text{mrem}}{\text{a}}$
β -Strahlung	$6,5 \cdot 10^{-2}$	6,2	$2,6 \cdot 10^{-5}$	$2,5 \cdot 10^{-2}$	$0,98 \cdot 10^{-5}$	$0,9 \cdot 10^{-2}$
γ -Strahlung	$5,9 \cdot 10^{-4}$	0,54	$2,4 \cdot 10^{-7}$	$2,2 \cdot 10^{-4}$	$0,88 \cdot 10^{-7}$	$0,82 \cdot 10^{-4}$

Tab. 6/1 Strahlenbelastung durch Kr-85 ($\frac{1}{100}$ MZK)

6.2 Probleme der Endlagerung radioaktiver Stoffe

6.2.1 Kumulative Dosen in einer festen Matrix

Eines der Probleme der Endlagerung radioaktiver Abfälle ist die Fixierung der Spaltprodukte in einem festen Medium. Derzeit stehen Borsilikatglas und keramische Materialien zur Auswahl. Die feste Matrix muß ihre Integrität über eine lange Lagerzeit bewahren. Die Strahlung der Spaltprodukte bewirkt eine Änderung der physikalischen und chemischen Eigenschaften sowie eine Temperaturerhöhung. Da es nicht möglich ist, die Lagerbedingungen für die in Frage kommenden Zeiträume zu simulieren, müssen Versuche durchgeführt werden, um die Einwirkung der Strahlung auf die Langzeitstabilität der festen Matrix zu untersuchen. Zur Planung dieser Versuche wurden die kumulativen Dosen für zwei feste Stoffe - Glas und Keramik - abgeschätzt, s. Abb. 6/1. Die Rechnung wurde für die Spaltprodukte eines Leichtwasserreaktors mit einem Abbrand von 33000 Mwd/t und einer Bestrahlungszeit von 10^3 d durchgeführt.

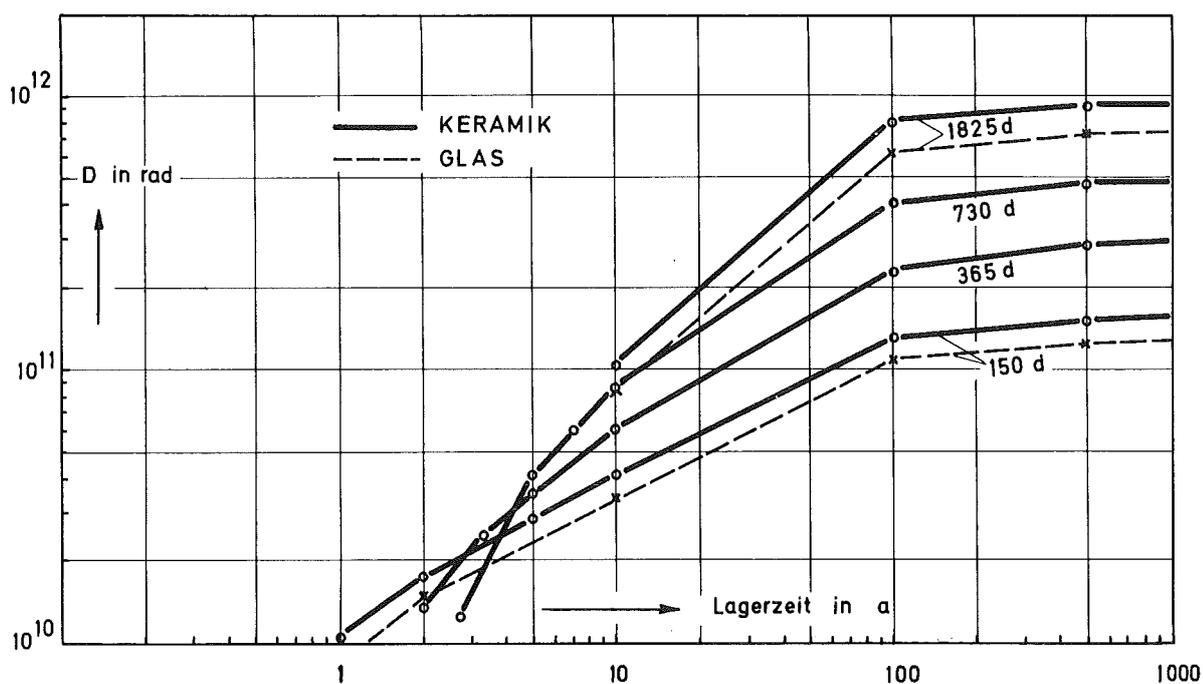


Abb. 6/1 KUMULIERTE DOSIS D IN EINER MATRIX RADIOAKTIVER ABFÄLLE

6.2.2 Temperaturprofile in bitumierten radioaktiven Abfällen

Die zulässige maximale Temperatur des Matrixmaterials begrenzt die Konzentration radioaktiver Stoffe in festen Körpern sowie die Lagergeometrie bitumierter radioaktiver Rückstände. Es wurde die Temperaturverteilung als Funktion der spezifischen Aktivität unter folgenden Annahmen untersucht:

1. Die Kavernen sind homogen mit Bitumen/Salzgemisch gefüllt, das im engen Kontakt mit dem umgebenden Salz steht.
2. Die Oberflächentemperatur des Bitumengemisches beträgt 30°C .
3. Die Nuklidzusammensetzung entspricht dem Spaltproduktinventar mit einem Abbrand von 30000 Mwd/t, einer Bestrahlungszeit von 2 Jahren und einer Kühlzeit von 600 Tagen.
4. Die thermische Leitfähigkeit der Bitumenmischung ändert sich nur schwach mit der Temperatur.

Die Maximaltemperaturen sind in Abb. 6/2 dargestellt.

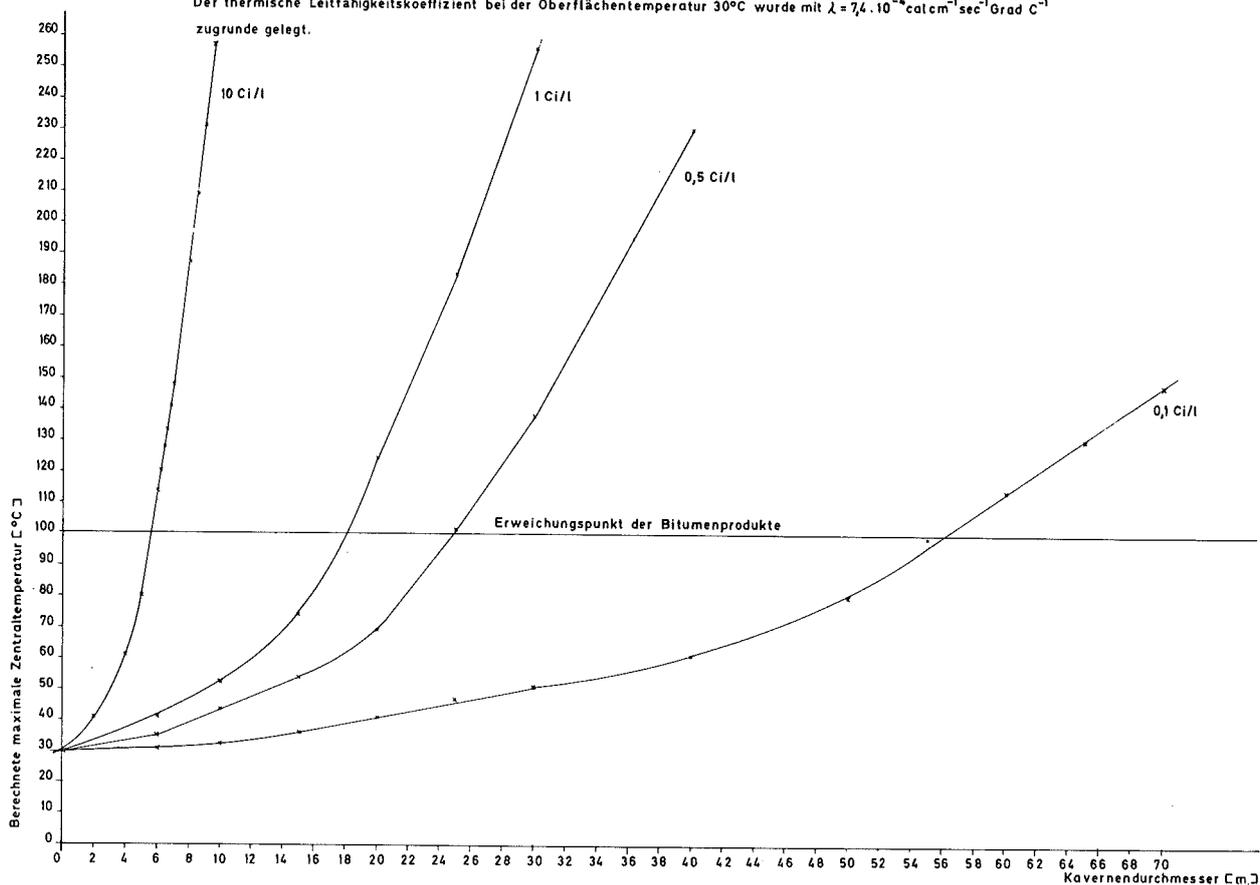
Abb. 6/2: Berechnete maximale Zentraltemperatur bei Füllung von Salzkavernen mit Bitumen-Salzgemischen in Abhängigkeit vom Kavernendurchmesser und der spez. Aktivität der Produkte.

Die Temperatur im Randgebiet wurde mit 30°C angenommen.

Alter der Spaltprodukte: 600d, $T_B = 1a$

Der thermische Leitfähigkeitskoeffizient bei der Oberflächentemperatur 30°C wurde mit $\lambda = 74 \cdot 10^{-4} \text{ cal cm}^{-1} \text{ sec}^{-1} \text{ Grad C}^{-1}$

zugrunde gelegt.



6.2.3 Lagerung von Spaltprodukten in einer Metallmatrix

Da die Einlagerung hochaktiver Spaltprodukte nur in fester Form sicherheitstechnisch und ökonomisch vertretbar ist, ist vorgesehen, den hochaktiven Abfall in Gläser oder keramische Stoffe einzuschmelzen. Infolge der geringen Wärmeleitfähigkeit dieser Stoffe treten bei den notwendigen hohen Aktivitätskonzentrationen Schwierigkeiten der Kühlung während der Lagerung auf; darüber hinaus besteht bei dem hohen Aktivitätsinventar - trotz kleiner Auslaugeraten - die Möglichkeit des Eindringens der Spaltprodukte in den Biozyklus. Ein weiterer Nachteil besteht darin, daß die Spaltprodukte für alle Zeit in unverwertbarer Form vorliegen.

Die Einlagerung der Spaltprodukte in eine Metallmatrix zeigt neue Möglichkeiten für die Lagerung bzw. Nutzung der Spaltprodukte. Die gute Wärmeleitfähigkeit der Metalle erlaubt hohe Aktivitätskonzentrationen und somit hohe Leistungsdichten. Die Abb. 6/3 zeigt die Temperaturdifferenz ΔT zwischen Zentral- und Oberflächentemperatur für Stahl als Funktion der Leistungsdichte und des Zylinderdurchmessers. Selbst die günstigsten Glassorten lassen bei einem Zylinderdurchmesser von 20 cm und einem ΔT von 700°C nur eine Leistungsdichte von ca. 0,5 W/cm³ zu. Die hohe Leistungsdichte von etwa 3 kW/l wird durch Kompaktieren der Spaltprodukte erreicht. Durch Press- bzw. Walzverfahren werden die Spaltprodukte auf eine Dichte von ca. $\rho = 3,5 \text{ g/cm}^3$ gebracht, dann in Metallhüllen eingeschlossen und in einen Metallkörper integriert. Die im Metall absorbierte Energie kann an ein Arbeitsmedium abgegeben werden. Rechnungen zeigen, daß das etwa 100 d alte Spaltproduktinventar eines LW-Reaktors von ca. 1000 MW_{th} einen "Wärmereaktor" mit einer mittleren Leistung von 1 MW über 1 Jahr betreiben kann.

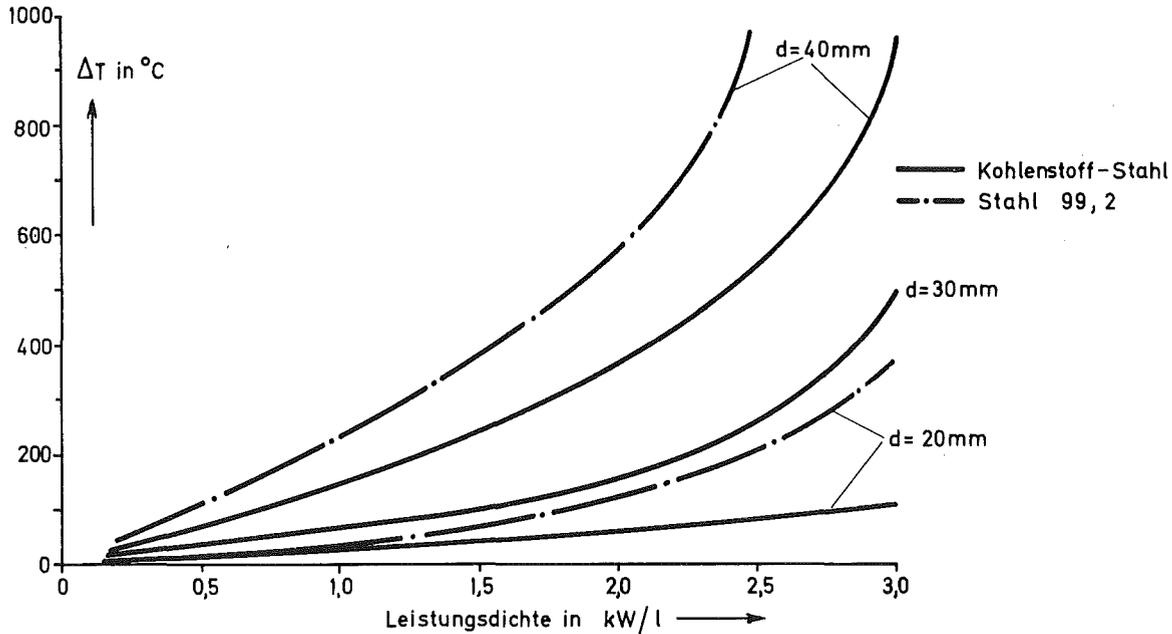


Abb. 6/3 TEMPERATURDIFFERENZ ΔT IN EINER METALLMATRIX

Das Einbringen der Spaltprodukte in eine Metallmatrix erlaubt auch die Herstellung großer Metallagerblöcke und somit die Endlagerung am Ort der Verfestigung. Etwa 1 t 2 Jahre alter Spaltprodukte könnte in 1 m^3 eines Metallkörpers (Stahlguß) inkorporiert werden; bei einer Oberflächentemperatur von 50°C liegt die Zentraltemperatur bei etwa 250°C . Besondere Bedeutung kommt der Nutzung des in den Spaltprodukten steckenden Rohstoffpotentials zu. Nach einer Lagerzeit von 15 bis 20 a können wertvolle inaktive Rohstoffe aus der Metallmatrix gewonnen werden.

6.3 Abschirmungsberechnungen

6.3.1 Transportbehälter für hochaktiven Abfall

Die bei der Wiederaufarbeitung anfallenden Spaltprodukte werden nach einer Kühlzeit von etwa 1-3 Jahren in Borsilikatgläsern homogen verteilt eingeschmolzen. Die Endlagerung der Glasblöcke erfolgt in dem ehemaligen Salzbergwerk Asse. Um Transportkosten zu sparen, wurden Optimierungsrechnungen für die Abschirmung des Transportbehälters durchgeführt. Die verglasten Spaltprodukte enthalten Actiniden, die als Neutronenquelle zu beachten sind. Bei den durch Bestrahlungs- und Kühlzeit gegebenen Gamma- und Neutronenspektren ergab sich die Notwendigkeit einer mehrschichtigen Abschirmung. Da die Dimensionen des Transportbehälters sowie die zulässige Oberflächendosisrate vorgegeben waren, mußte durch Kombination verschiedener Materialien die günstigste Geometrie bestimmt werden. Die Gamma-Rechnung wurde für eine normierte Konzentration in Zylindergeometrie und die Neutronenabschirmung mit einer kombinierten Removal- und Gruppendiffusionsmethode bzw. einer Transportrechnung in Kugel- und Zylindergeometrie durchgeführt.

Es wurden folgende Annahmen gemacht:

LWR-Spaltprodukte; Abbrand 33000 MWd/t ;

Wärmequelle des Glasblockes $50\text{-}60\text{ W/l}$;

Spaltproduktkonzentration 690 g/l ;

Maße des Glasblockes: Länge 1 m , Durchmesser 20 cm , $\rho = 2,8\text{ g/cm}^3$

Abschirmmaterial: eine Kombination von Blei, Stahl, Uran, Polyäthylen und Wasser. Aus konstruktiven Gründen kann seitlich am Transportbehälter die moderierende Schicht nur an den Rand der Abschirmung gelegt werden. Aus der Wärmeleistung wurde eine Kühlzeit von ca. 2 a berechnet; als Neutronenquelle wird 18 g Cm-244 angenommen; bei einer Häufigkeit des Spontanzufalles von ca. $1,3 \cdot 10^{-4} \%$ beträgt die Quellstärke 10^7 n/g s . Für die Optimierung wurden 12 Abschirmvarianten durchgerechnet.

In Abb. 6/4 sind die Neutronenspektren einiger Materialkombinationen der Abschirmung dargestellt; die Notwendigkeit einer Moderierung mit einer wasseräquivalenten Schicht ist daraus deutlich zu erkennen. Für 4 wichtige Varianten der Abschirmung sind die Neutronendosis \dot{D}_n und die Gammadosis \dot{D}_γ in Tabelle 6/2 ausgeführt.

Variante	Schichtstärke in cm Material				\dot{D}_n in mrem/h	\dot{D}_γ in mrem/h
	Fe	Pb	Fe	H ₂ O		
1	3	22	1,5	12	37	41
2	2	23,5	1	10	66	30
3	1,5	18	1,5	15	35	118
4	1,5	24	2,5	8	80	20

Tabelle 6/2 Neutronen- und Gammadosisleistung am Rand der Abschirmung

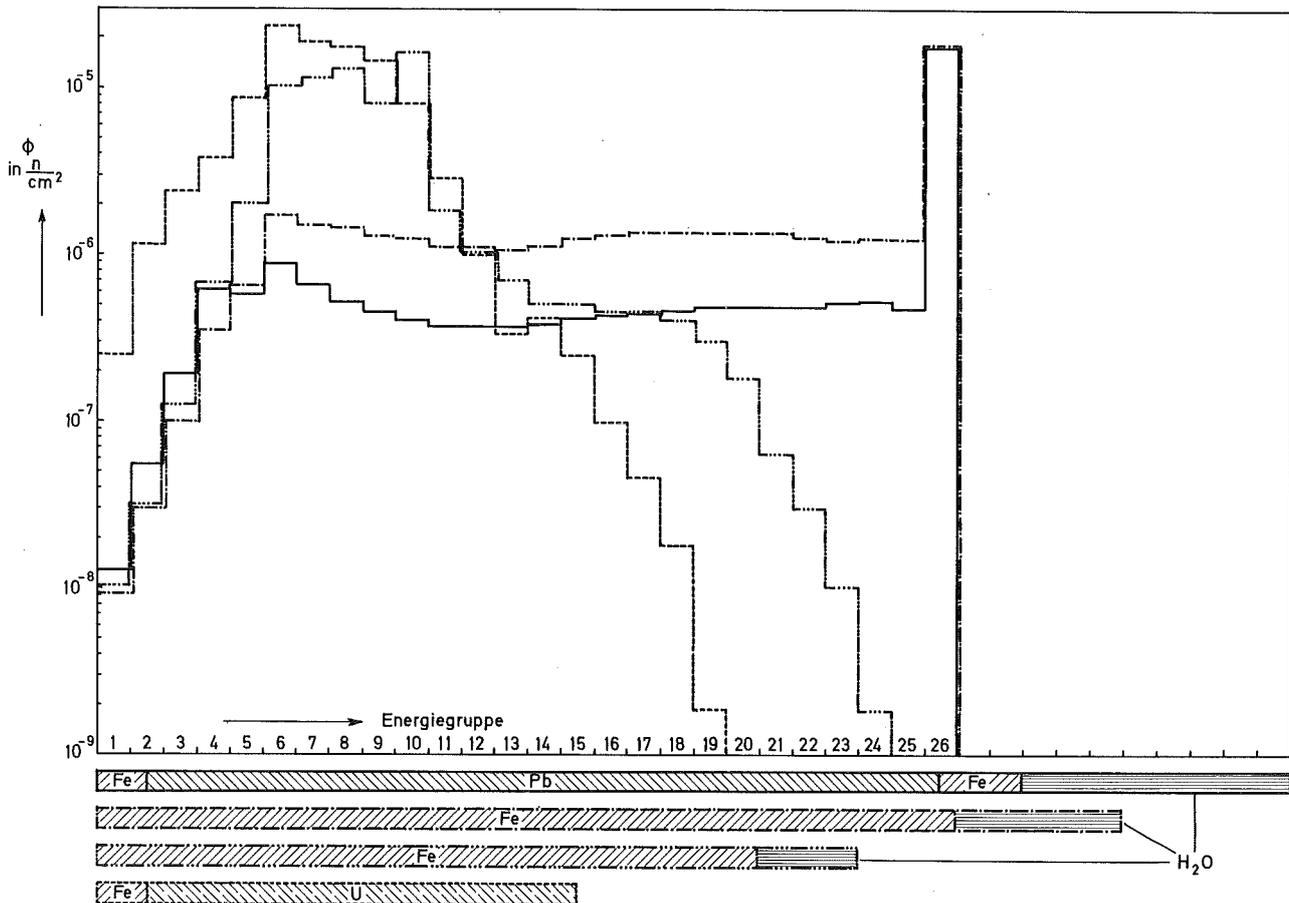


Abb. 6/4 NEUTRONENSPEKTREN AN DER AUSSENFLÄCHE DER TRANSPORTBEHÄLTER-ABSCHIRMUNG

Es war die zulässige Spaltstoffmenge zu bestimmen, so daß selbst im ungünstigsten Fall, nämlich nach Flutung des beladenen Brennelementkorbes $k_{\text{eff}} < 0,9$ bleibt. Für die Rechnung wurde der Brennelementkorb durch eine zylindrische Geometrie angenähert. Die 4 inneren um die Zylinderachse liegenden Brennelemente wurden zu einem Zylinder zusammengefaßt, der von 3 Hohlzylindern verschiedener Zusammensetzung sowie dem Wasserreflektor umgeben ist, s. Tab. 6/4. Das Material in jeder Schicht wurde homogenisiert. Mit einer eindimensionalen Diffusions- und Transportrechnung wurde k_{eff} für verschiedene Varianten der Geometrie und Beladung ermittelt. Die Abbildung 6/6 zeigt die k_{eff} -Werte des Brennelementkorbes als Funktion der U-235-Masse je Brennelement.

Eine Wasserschicht von 6 cm entspricht praktisch dem unendlich dicken Reflektor. Die eingezeichneten Punkte * kennzeichnen die Ergebnisse der Diffusionsrechnung bei einem 6 cm starken H_2O -Reflektor. Da die tatsächlichen Verhältnisse zwischen den Varianten 1 und 2 liegen, wird der festgelegte Grenzwert von k_{eff} bei einer Beladung mit Brennelementen von etwa 800 g U-235/BE erreicht.

Zone	Variante 1 geflutet mit Cd	Variante 2 geflutet Cd nur in Zone 2 u. 4	Variante 3 geflutet ohne Cd	Variante 4 trockener BE-Korb
1	4 BE, Al-Legierung mit Cd, Wasser	4 BE, Al-Legierung ohne Cd, Wasser	4 BE, Al-Legierung ohne Cd, Wasser	4 BE, Al-Legierung mit Cd
2	Al-Legierung mit Cd	Alu-Legierung mit Cd	Al-Legierung ohne Cd	Al-Legierung mit Cd
3	BE, Al-Legierung mit Cd, Wasser	BE, Al-Legierung ohne Cd, Wasser	BE, Al-Legierung ohne Cd, Wasser	BE, Al-Legierung mit Cd
4	Al-Legierung mit Cd	Al-Legierung mit Cd	Al-Legierung ohne Cd	Al-Legierung mit Cd
5	Wasser	Wasser	Wasser	Wasser

Tab. 6/4 Materialzusammensetzung in den Zonen des Transportbehälters

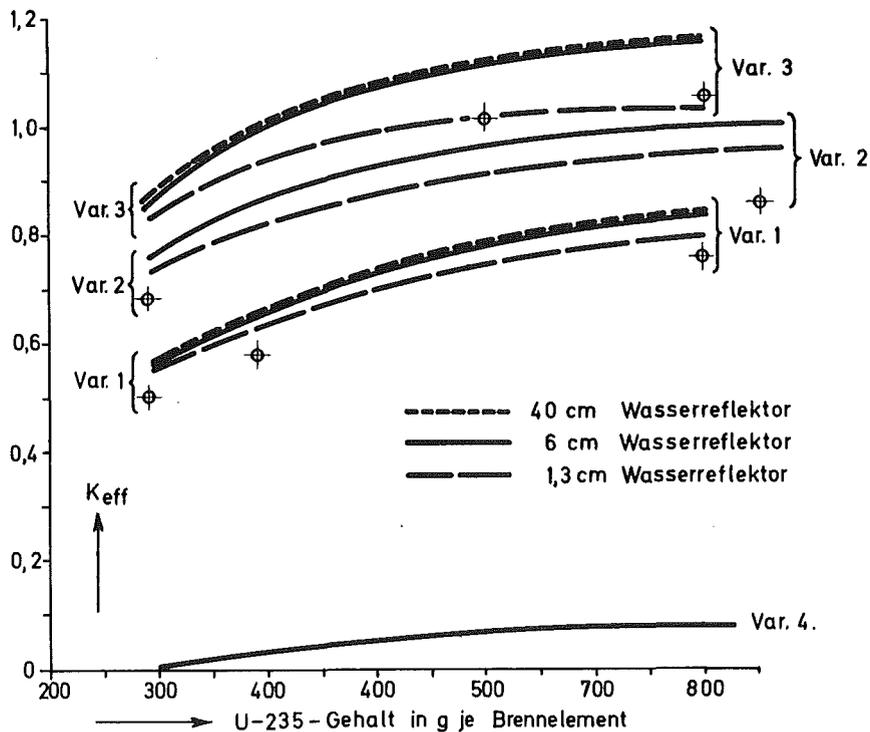


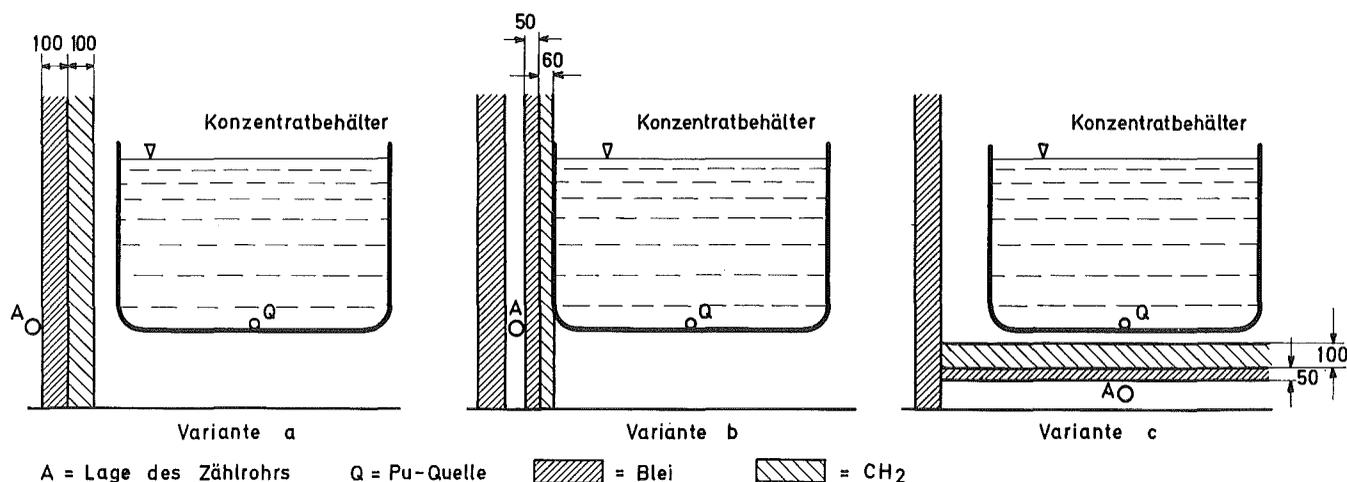
Abb. 6/6 KRITIKALITÄT DER Brennelemente IN EINEM TRANSPORT-BEHÄLTER

6.4.2 Kritikalität und Neutronenfluss eines Konzentratbehälters

Für den Konzentrat-Vorlagebehälter der Bituminieranlage im Geb. 545 der Dekontaminationsabteilung mußte eine neue Kritikalitätsbetrachtung durchgeführt werden. Das hohe γ -Strahlungsfeld der Spaltproduktlösung erschwert die kontinuierliche Messung des Neutronenflusses im Vorlagebehälter mit einem BF_3 -Zählrohr. Die Zersetzung des BF_3 im starken γ -Feld verlangt eine Abschirmung des Zählrohres.

Da bei der vorliegenden Anlage eine Abschirmung aus technischen Gründen nicht möglich ist, waren weitere Untersuchungen über die thermische Flußverteilung bei geänderter Anordnung des Zählrohres notwendig. Für die Berechnung wurde angenommen, daß der Behälter der Anlage mit Plutonium-Konzentrat ein unterkritisches System bildet, in das eine Fremdquelle in Form einer festen Plutoniummenge eingebracht wird. Die Möglichkeiten, die Geometrie zu variieren, sind durch die Form des Vorlagebehälters begrenzt. Abb. 6/7 zeigt die Geometrie der berechneten Varianten.

Die maximal zu erwartende Pu-Konzentration der Lösung liegt bei ca. 1 mg/l; dem entspricht $k_{\text{eff}} = 0,0002$. Für die Rechnung wurde eine Konzentration von 10 mg/l angenommen; als Fremdquelle wurde eine Pu-Menge der Masse M als isoliertes festes Teilchen angenommen. Die Quellstärke hängt von der Isotopenzusammensetzung ab. Es wurde ein Isotopengemisch angenommen, das einem Abbrand von ca. 5000 MWd/t entspricht: 75 % Pu-239; 20 % Pu-240; 4 % Pu-241; 1 % Pu-242.

Abb. 6/7 ABSCHIRMUNG EINES BF₃-ZÄHLROHRES

Die Ergebnisse der Rechnungen für die drei Varianten sind in Tabelle 6/5 zusammengefaßt.

M [g]	k_{eff}	Φ_{th} in $\text{n/cm}^2 \text{ s}$		
		Variante a	Variante b	Variante c
10	0,002	$< 10^{-4}$	$< 10^{-4}$	$< 10^{-4}$
40	0,2	$5 \cdot 10^{-4}$	0,01	2,4
340	0,42	$2 \cdot 10^{-4}$	0,1	< 10

Tab. 6/5 k_{eff} -Werte und thermische Neutronenflüsse im Aufpunkt A

Bei einer angenommenen Zählrohrempfindlichkeit von ca. $70 \frac{\text{imp}}{\text{n/cm}^2 \text{ s}}$ ist eine wirksame Anzeige von Pu-Massen unter 40 g nur bei Geometrie c möglich. Diese läßt sich jedoch aus konstruktiven Gründen nur schwer verwirklichen.

6.5 Strahlenbelastung durch Phosphatschlacke in Baumaterialien

6.5.1 Verwendung im Hausbau

Die Strahlenbelastung in Wohnräumen ist bedingt durch die natürlichen radioaktiven Stoffe, die in Baumaterialien in nicht unbedeutender Menge vorhanden sind. Die Ausmessung einiger Materialproben führte zu folgendem Ergebnis:

Probe	Anteil im Baumaterial in %		Aktivität in pCi/g	
	A	B	Ra-226	Th-232
Sandschlacke	91,5	91,5	1,1	0,76
Phosphatschlacke	4,25	5,7	42,6	1,95
Graukalk	4,25	2,8	0,17	0,13

Tab. 6/6 Spezifische Aktivität von Baumaterialien

Bei den folgenden Rechnungen wurden die Strahlungsbeiträge aller Folgeprodukte berücksichtigt. Es wurde ein Modellraum der Größe 4,5 m x 4,5 m x 2,2 m angenommen; die Strahlenbelastung erfolgt durch vier Wände. Die Dichte des Baumaterials beträgt $\rho = 2,1 \text{ g/cm}^3$.

Die Äquivalentdosisleistung wurde für verschiedene Wandstärken und 2 Aufpunkte in 1 m Höhe berechnet, s. Tab. 6/7 P1 liegt in Raummitte, P2 in einem Wandabstand von 10 m.

Baumaterial	Wandstärke in cm	Äquivalentdosis in mrem/a	
		P1	P2
A	7	26	46
	12	38	59
B	7	31	48
	12	46	62

Tab. 6/7 Äquivalentdosisleistungen in einem Wohnraum

Die in Wohnräumen auftretende Jahresdosis beträgt demnach bis zu 60 mrem/a. Verwendet man zur Herstellung der Bausteine eine Sandschlacke mit einem Ra-226-Anteil von ca. 4 pCi/g - wie das häufig gegeben ist -, dann erhöht sich die Strahlenbelastung um ca. 40 % bezogen auf Material A.

6.5.2 Verwendung im Straßenbau

Wird die Phosphatschlacke für den Teerbelag einer Straßendecke verwendet, dann hängt die Strahlenbelastung von der Dicke der Straßendecke ab. Der Anteil der Phosphatschlacke im Teerbelag beträgt 5,5 %, die Dichte der Teer-Phosphatschlackenschicht $1,6 \text{ g/cm}^3$. Die Straßendecke sei 10 m breit; der Aufpunkt befinde sich in 1 m Höhe über der Straßenmitte. Bei einer 6 cm dicken Schicht beträgt die Äquivalentdosis 28 mrem/a; bei 10 cm Schichtdicke beträgt sie 38 mrem/a.

6.5.3 Strahlenbelastung auf einer Schlackenhalde

Es wurde die Strahlenbelastung einer Person ermittelt, die sich auf einer Schlackenhalde aufhält.

Geometrie: unendlich ausgedehnter Halbraum. Die Dichte der Schlacke beträgt $2,1 \text{ g/cm}^3$.

Die Äquivalentdosisleistung an einem Aufpunkt in 1 m Bodenhöhe beträgt 78 $\mu\text{rem/h}$. Bei einem 8-Studentag und 230 Arbeitstagen pro Jahr beträgt die zusätzliche Jahresdosis 175 mrem.

Filterprogramm

7.1. Störfall-Umluftfilter zur Abscheidung von Spaltprodukten aus der Sicherheitsbehälter- Atmosphäre

H.-G. Dillmann, A. Weinert, J.G. Wilhelm

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 können die Komponenten einer Umluft-Filteranlage nach Störfällen einer hohen Strahlenbelastung ausgesetzt sein.

7.1.1. Filteranlage für gasgekühlte Reaktoren

Die Temperatur in der Atmosphäre des Reaktorschutzgebäudes eines HTR kann unmittelbar nach einem GaU unter konservativen Annahmen 300 - 350°C erreichen. Infolge des Wärmeüberganges zum Schutzgebäude und seinen Einbauten steht eine derartig hohe Temperatur nur für eine kurze Zeitspanne an; nach 10 - 20 min werden bereits Temperaturen < 100°C erreicht. In Hinsicht auf die zu Beginn des Störfalles auftretenden hohen Temperaturen sollte in Störfall-Umluftfiltern Aktivkohle als Jod-Sorptionsmaterial möglichst nicht eingesetzt werden, da eine Entzündung befürchtet werden muß. Geeigneter erscheinen nicht brennbare anorganische Jod-Sorptionsmaterialien wie die Silberform von Molekularsieben oder silbersalz-imprägnierte Produkte auf der Basis von amorpher Kieselsäure (z. B. das Jod-Sorptionsmaterial VP AC 6120 der Fa. Bayer, Leverkusen).

Wegen des hohen Gewichtsanteiles des Silbers im Molekularsieb (ca. 1/3 des Gesamtgewichtes), der für die Erreichung ausreichender Abscheidegrade Voraussetzung ist (WILHELM, J.G. Trapping of Fission Product Iodine with Silver Impregnated Molecular Sieves, Actes du Congres Saclay: Diffusion des Produits de Fission, 4. - 6. Nov. 1969, S. 265 - 283 sowie KFK 1065), dürfte eine Anwendung dieses Materials in Störfall-Umluftfiltern nicht in Frage kommen. Die benötigte Menge an Jod-Sorptionsmaterial liegt je nach Auslegung zwischen ca. 0,4 und 1 t, wenn ein Volumenstrom von 10.000 m³/h durch das Störfall-Umluftfilter vorgesehen ist. Bei Einsatz des Jod-Sorptionsmaterials AC 6120 wird unter Berücksichtigung der angegebenen Grenzen für die Imprägnierung eine Silbermenge zwischen ca. 30 und 70 kg benötigt, ein Wert, der noch tragbar erscheint.

Früher durchgeführte Versuche ließen erwarten, daß AC 6120 für den Einsatz in Störfall-Umluftfiltern geeignet ist (siehe KFK 1818, S. 106 und KFK 1365, S. 110 - 115 sowie S. 123 - 125). Die Arbeiten für Störfall-Umluftfilter mit AC 6120 wurden daher fortgesetzt. Es wurden Versuche zur Standzeit derartiger Filter bei Normal- und Störfallbetrieb durchgeführt. Ein kontinuierlicher Betrieb der Filter zur Reduktion der laufenden Jodabgabe ist auch bei Normalbetrieb geplant. Die Kombination von Filterbetrieb im Normal- und Störfall kann nur dann als zulässig angesehen werden, wenn es sich um eine Umluft-Filteranlage handelt (in diesem Fall ist das Erreichen extrem hoher Abscheidegrade nicht notwendig, Abscheidegrade zwischen 90 und 99 % sind voll ausreichend) und ein Sorptionsmaterial eingesetzt wird, das eine relativ hohe Alterungs- und Vergiftungsbeständigkeit zeigt.

7.1.1.1. Untersuchungen zur Alterungsbeständigkeit des Jod-Sorptionsmaterials AC 6120 bei Raumtemperatur

Ziel der Untersuchungen war es, den Zuschlag zur auslegungsgemäß benötigten Bett-Tiefe des Jod-Sorptionsmaterials zu ermitteln, der infolge von Alterungs- und Vergiftungserscheinungen notwendig ist. Von der Industrie hergestelltes AC 6120 wurde für diese Untersuchungen in 4 aufeinanderfolgenden Filterbetten kontinuierlich mit Luft aus einem Reaktorgebäude (FR 2, Lüfterbau) beaufschlagt. Die dabei eingestellte lineare Luftgeschwindigkeit entsprach der, die für eine HTR-Filteranlage vorgeschlagen wird. In bestimmten Abständen wurden Proben entnommen und einer Prüfung des jeweils noch vorhandenen Abscheidegrades für radioaktiv markiertes Methyljodid unterworfen.

In der nachfolgenden Tabelle und in Abb. 7/1 sind die bisher vorliegenden Ergebnisse wiedergegeben.

Tab. 7/1: Alterung von AC 6120 in der Luft eines Reaktorgebäudes

Sorptionsmaterial: AC 6120, Korngrößenfraktion: 1 - 2 mm, 4 aufeinanderfolgende Betten von je 2,5 cm Tiefe.

Beaufschlagung während der Alterung: Raumluft des Lüfterbaues, gefiltert durch Schwebstoff-Filter Klasse S, relative Feuchte ca. 40 - 70 %.

Trägergas (während der Laborprüfung): Feuchtluft gefiltert, 70 % r. F., 30°C, Atmosphärendruck, lineare Luftgeschwindigkeit 25 cm/s = Verweilzeit von 0,1 s pro Testbett.

Prüfmedium: CH₃¹³¹J + CH₃¹²⁷J, Beladung ca. 1,5 mg/g (berechnet auf 10 cm Bett-Tiefe).

Vorbefeuchtung (nur Trägergas): ≥ 20 h

Beaufschlagung (Prüfmedium + Trägergas): 1 h

Nachströmzeit (nur Trägergas): ≥ 20 h

Betriebszeit (Alterung) bei v = 25 cm/s	Differenzielle Abscheidegrade in %			
	Bett 1	Bett 2	Bett 3	Bett 4
keine	90,6	94,2	93,6	94,2
1 Woche	88,3	91,6	94,4	95,5
2 Wochen	88,7	97,2	96,2	78,5 +)
0,9 Monat	88,7	97,5	98,2	87,0 +)
2 Monate	77,2	95,7	96,1	96,4
4 Monate	65,7	93,0	96,4	96,7
5,2 Monate	50,3	95,0	97,1	96,5
	Integrale Abscheidegrade in %			
	Bett-Tiefe in cm			
	2,5	5,0	7,5	10,0
keine	90,6	99,5	99,97	99,998
1 Woche	88,3	99,0	99,95	99,997
2 Wochen	88,7	99,7	99,99	99,997
0,9 Monat	88,7	99,7	99,995	99,999 ++)
2 Monate	77,2	99,0	99,96	99,999 ++)
4 Monate	65,7	97,6	99,91	99,997
5,2 Monate	50,3	97,5	99,93	99,997

+) Prüfmedium durch schwer abscheidbare Verbindung verunreinigt.

++) Nachweisgrenze erreicht.

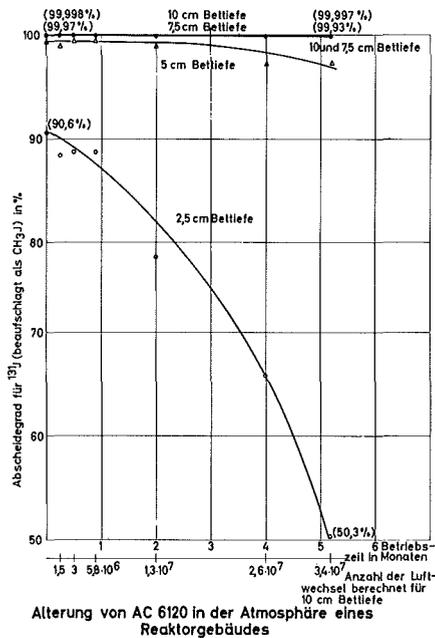
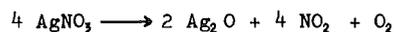


Abb. 7/1

Die differentiellen Abscheidegrade in Tabelle 7/1 zeigen außerhalb der üblichen Schwankungen, die durch Variation der Korngrößenfraktion im Testbett und der Imprägnierung bedingt sind, einen wesentlichen Vergiftungs- (Alterungs-) einfluß nur im 1. Testbett. Insgesamt ist die Alterung geringer, als nach einem einzelnen, früher durchgeführten Versuch mit Adsorbiermaterial aus einer Laborcharge bei einer Betriebszeit im angegebenen Bereich erwartet werden konnte. Die Alterung ist außerdem wesentlich geringer, als für Filter mit KJ-imprägnierter Aktivkohle als Adsorbiermaterial zu erwarten ist. Als Alterungszuschlag für die Auslegung von Jod-Sorptionsfiltern mit AC 6120 wird nach diesen Ergebnissen eine Bett-Tiefe von zusätzlich 2,5 - 5,0 cm bei einer linearen Luftgeschwindigkeit von 25 cm/s als ausreichend angesehen.

7.1.1.2. Untersuchungen zum Einfluß wechselnder Betriebstemperaturen auf die Abscheideleistung des Jod-Sorptionsmaterials AC 6120

AC 6120 ist mit AgNO_3 imprägniert. Bei hoher Temperatur tritt eine Zersetzung des AgNO_3 nach:



ein, durch die die Abscheideleistung des Materials gegenüber Jod und Jodverbindungen beeinträchtigt werden kann. Die in KFK 1818, S. 106, angeführten Versuche zeigen, daß auch nach längerer Einwirkungszeit bei hoher Temperatur ein hoher Abscheidegrad gegenüber $\text{CH}_3^{131}\text{J}$ als Prüfmedium erreicht wird.

Untersucht man den im Störfall-Umluftfilter eines HTR nach einem GaU zu erwartenden Temperaturverlauf, so zeigt sich, daß das Jod-Sorptionsmaterial einer relativ kurz anstehenden hohen Temperaturbelastung ausgesetzt sein wird und während der anschließenden Betriebsperiode wesentlich niedrigere Temperaturen vorherrschen. Es wurden daher Abscheidungsversuche durchgeführt, die einen Temperaturabfall während des Betriebes berücksichtigen. Der Abscheidegrad, der mit AC 6120 nach einer Einsatzzeit von 24 h bei hohen Temperaturen gegenüber $\text{CH}_3^{131}\text{J}$ als Prüfmittel erreicht werden kann, wurde unter folgenden Bedingungen gemessen:

1. Unverändert hohe Temperatur des Luftstromes und der AC 6120-Testbetten, auch während der Beaufschlagung mit Prüfmittel,
2. Abkühlung der Testbetten und des Luftstromes auf Raumtemperatur und anschließende Beaufschlagung mit Prüfmittel.

Die bei diesen Versuchen gemessenen Abscheidegrade sind in Tabelle 7/2 wiedergegeben. Vergleichsversuche mit Aktivkohle wurden nicht durchgeführt, da bei $T > 250^{\circ}\text{C}$ heftige Verbrennung einsetzte.

Tab. 7/2: Einfluß verschiedener Vorbehandlungs-Temperaturen auf die Abscheideleistung des Jod-Sorptionsmaterials AC 6120

Sorptionsmaterial: AC 6120, Korngrößenfraktion: 1 - 2 mm, 2 aufeinanderfolgende Testbetten von je 5,0 cm Tiefe.

Vorbehandlung: Durchspülen der Testbetten bei hoher Temperatur mit Laborluft unter Atmosphärendruck, Taupunkt der Laborluft: $< 20^{\circ}\text{C}$, lineare Luftgeschwindigkeit: 25 cm/s, Vorbehandlungsdauer: 24 h zuzüglich ca. 30 Minuten Aufheizzeit.

Beaufschlagung mit Prüfmittel: Zugabe von $\text{CH}_3^{127}\text{J} + \text{CH}_3^{131}\text{J}$ zur als Trägergas benutzten Laborluft unter vorstehend angegebenen Bedingungen, Temperatur siehe Einzelversuche.

Prüfmittel-Beladung des AC 6120: ca. 1,5 mg Methyljodid pro g AC 6120 (berechnet auf 10 cm Bett-Tiefe).

Nachspülzeit (nur Laborluft): ≥ 2 h nach Beladung bei 27°C , ≥ 20 h nach Beladung bei hoher Temperatur.

Vorbehandlungstemperatur ($^{\circ}\text{C}$)	Temperatur während Beaufschlagung und Nachspülzeit ($^{\circ}\text{C}$)	Integrale Abscheidegrade in %	
		Bett-Tiefe in cm 5,0	10,0
200	27	97,9	99,999
250	27	97,3	99,998
250	250	98,2	99,997
300	27	81,2	98,7
300	300	-	99,9996
350	27	66,0	84,7
350	350	99,993	99,9998

Die unter 1. angegebenen Bedingungen führten im gesamten Temperaturbereich zu sehr hohen Abscheidegraden. Die trotz der Vorbehandlung hohen Abscheidegrade bei hohen Abscheidungs-temperaturen erklären sich durch die bereits im Trägergasstrom und im Kontakt mit dem Jod-Sorptionsmaterial erfolgende Oxidation des Methyljodids, bei der leicht abscheidbares J_2 als Reaktionsprodukt auftritt. Außerdem wird die Geschwindigkeit der Umsetzung des Methyljodids bzw. des elementaren Jodes mit der Imprägnierung des AC 6120 stark erhöht. Bei den unter 2. angegebenen Versuchen ist ein Absinken der Abscheidegrade infolge der Vorbehandlung festzustellen; der niedrigste Wert betrug 84,7 %. Die Versuche wurden im Vergleich zum Filterbetrieb im Reaktorschutzbehälter eines HTR unter extrem ungünstigen Bedingungen durchgeführt. Dies gilt insbesondere für die Dauer der Einwirkung hoher Temperaturen, die im Versuch jeweils 24 h betrug, während im Reaktorschutzbehälter Temperaturen $> 100^{\circ}\text{C}$ nur für eine Zeitspanne < 20 min anstehen. Um realistischere Aussagen machen zu können, wird in z. Z. laufenden Untersuchungen die Abscheideleistung von AC 6120 bei den unter 2. genannten Bedingungen in Abhängigkeit von der Dauer der Vorbehandlung bei hohen Temperaturen untersucht.

7.1.2. Entwicklung von Prüfverfahren für Schwebstoff-Filter unter Normal- und Reaktorstörfallbedingungen

In der Sicherheitsbehälteratmosphäre und in der Abluft von Kernkraftwerken ist im Normalbetrieb und vor allem im Störfall mit dem Auftreten von radioaktiven Aerosolen zu rechnen.

Um diese sowohl im Umluft- als auch im Abluftbetrieb in genügendem Maß abscheiden zu können, müssen Filter mit ausreichender Beständigkeit gegenüber den im Sicherheitsbehälter zu erwartenden Bedingungen eingesetzt werden.

Bei Störfällen wassergekühlter Reaktoren können im Sicherheitsbehälter Drücke bis zu ca. 5 Atmosphären und Temperaturen bis zu ca. 150 °C, verbunden mit hohen Luftfeuchten, auftreten. Aufgrund bisheriger Untersuchungen ist zu befürchten, daß die heutigen Schwebstofffilter dem gleichzeitigen Einfluß von hoher Luftfeuchte und Temperatur nicht standhalten, so daß zumindest eine Reduzierung des Abscheidegrads zu erwarten ist.

Im Rahmen der Entwicklung von Störfall-Umluftfiltern muß ein Verfahren gefunden werden, das es gestattet, Schwebstofffilter unter den oben genannten Bedingungen zu prüfen. Dazu ist ein Prüfaerosol herzustellen, das unter simulierten Störfallbedingungen im Filterprüfstand eingesetzt werden kann. Daneben sollte eine Prüfmethode für fertig installierte Schwebstofffilteranlagen in Kernkraftwerken gefunden werden, die einen Nachweis des Abscheidegrads der Anlage auch bei hohen Volumenströmen erlaubt. Wegen der benötigten hohen Partikelkonzentration und der Vergiftung nachgeschalteter Jod-Sorptionsfilter dürfte der Ölnebeltest nicht als quantitativer vor Ort-Test geeignet sein. Dies legte den Einsatz von Natriumchlorid nahe, das z.B. beim "Sodium Flame Test" als Prüfaerosol benutzt wird.

Zunächst mußte eine geeignete Methode zur Aerosolerzeugung gefunden werden. Grundsätzlich auszuschließen war ein bereits übliches Verfahren, bei dem mit Hilfe von Preßluft Natriumchloridlösung über ein Düsensystem zerstäubt wird. Ein Grund dafür ist der hohe Bedarf an Preßluft, der eine entsprechend große Kompressoranlage erfordert, so daß das Verfahren nur mit extremem Aufwand auf große Filteranlagen angewendet werden könnte. Weitere Nachteile sind die kleine maximal mögliche Aerosol-Erzeugungsrate, der nicht optimale Teilchendurchmesser und, in Bezug auf den Prüfstandsbetrieb, die Einführung großer Wassermengen in die äußerst genau feuchtegeregelte Teststrecke.

Zur Umgehung dieser Schwierigkeiten wurde eine Idee von Dymont (Dymont, J.; Boyne, L.; Thomason, I.D., "Generation of a Sodium Chloride Aerosol for Inplace Testing of Filters", Atomic Weapons Research Establishment, England, 1971.) aufgegriffen, der vorschlug, Natriumchloridaerosole durch Verdampfung von Salz in einer Sauerstoff-Azethylenflamme zu erzeugen. Von dieser Methode war nach Versuchen von Dymont zu erwarten, daß sie ein wasserfreies Aerosol hoher Konzentration mit einer für Filterprüfungen als optimal erachteten Größenverteilung um ein Maximum von 0,3 µm liefert. Als Aerosol-Generator kommt eine Pulverspritzpistole zur Anwendung; es handelt sich dabei um ein schweißbrennerähnliches Gerät, das mit verschiedenen Brenngasen betrieben werden kann. Zusätzlich wird in diesen Brenner Preßluft eingeblasen, die an einem Injektorsystem Unterdruck erzeugt und das pulverförmig vorliegende Material aus einem Vorratsbehälter ansaugt und in die Flamme fördert. Die bei uns zum Einsatz kommende Spritzpistole ist eine Ausführung zur Verarbeitung von Kunststoffpulvern, da sich in Versuchen beim Hersteller herausstellte, daß diese vom Aufbau her am besten für die Verwendung von NaCl geeignet ist. Als Brenngas wird zur Zeit ein Azethylen-Preßluftgemisch erprobt, dessen Flammentemperatur 2100 °C beträgt und damit erheblich über dem Verdampfungspunkt von NaCl liegt (1461 °C).

Große Schwierigkeiten ergaben sich bei der Dosierung des Salzes. Da handelsübliches NaCl zu grobkörnig ist, wurde es in einer Achat-Kugelmühle gemahlen, durch ein Sieb mit 0,1 mm Maschenweite gesiebt und anschließend bei 120 °C getrocknet. Die Rieselfähigkeit des so erhaltenen Pulvers erwies sich als nicht ausreichend, da es infolge seiner hygroskopischen Eigenschaften leicht zusammenbackte. Auch die Beimischung von kolloidalem Graphit, die in der Literatur vorgeschlagen wird, brachte nicht den

gewünschten Erfolg. Gute Ergebnisse lieferte schließlich ein von der Industrie angebotenes Produkt zur Erhaltung der Fließfähigkeit und zur Hydrophobierung von Pulvern. Es handelt sich hierbei um ein in feinsten Form vorliegendes Pulver auf SiO_2 -Basis mit einer äußerst geringen Schüttdichte von weniger als $0,1 \text{ g/cm}^3$. Ein Anteil dieses Pulvers von 0,5 - 1 Gew.-% am Natriumchlorid ergab ein stabiles, gut rieselfähiges Produkt.

Ein weiteres Problem stellte der Nachweis der so erzeugten Aerosole dar. Während man zur eigentlichen Abscheidegradbestimmung eines Filters mit einem Gerät auskommt, das die Massenkonzentration des Prüfaerosols mißt, benötigt man für grundlegende Untersuchungen unter den verschiedensten Bedingungen und für die Optimierung des Generators eine Möglichkeit, Größenverteilung und Durchmesser der Aerosolteilchen exakt zu ermitteln. Für Konzentrationsmessungen von Alkalimetallen, speziell Natrium, bietet sich als sehr genaue und empfindliche Methode die Flammenphotometrie an. Herkömmliche Flammenphotometer sind nicht in der Lage, Natriumchloridkonzentrationen direkt im Luftstrom zu messen, da sie nur mit wässrigen Lösungen arbeiten. Ein geeignetes Instrument wird von einer englischen Firma angeboten, die für die im British Standard 3928 festgelegte Filterprüfmethode mit NaCl ein Flammenphotometer herstellt, das unseren Spezifikationen genügt. Es lassen sich damit noch Natriumkonzentrationen von $1,5 \cdot 10^{-7} \text{ g/m}^3$ nachweisen. Anlässlich eines Besuchs beim Chemical Defence Establishment in England (A. Weinert, "Probleme der Aerosolfilterprüfung", ASS-Bericht 195, Nov. 73, unveröffentlicht) konnte die Eignung des Photometers überprüft werden. Am weiter unten beschriebenen Aerosolversuchsstand wurden Probemessungen mit dem Gerät begonnen.

Zur kontinuierlichen Bestimmung der Teilchengröße gab es bisher lediglich die nach dem Prinzip der Lichtstreuung arbeitenden Geräte. Diese sind zwar technisch ausgereift, haben aber den prinzipiellen Nachteil, daß der kleinste erfaßbare Teilchendurchmesser $0,5 \mu\text{m}$ beträgt, bei einigen Spezialausführungen $0,3 - 0,2 \mu\text{m}$. Aus der Tatsache, daß bei üblichen Luftgeschwindigkeiten der Abscheidegrad von Schwebstoffiltern bei ca. $0,3 \mu\text{m}$ ein Minimum aufweist, ergibt sich die Notwendigkeit, ein Prüfaerosol mit einem Maximum der Größenverteilung bei $0,3 \mu\text{m}$ zu verwenden.

Dies erfordert ein Gerät zur sicheren Erfassung von Partikeln im Bereich unter $0,3 \mu\text{m}$. Der von der Firma Sartorius angebotene Szintillationsspektroteilchenzähler (SST) erfüllt diese Forderung. Das Meßverfahren beruht darauf, daß die in einer Flamme aufgeheizten Aerosolteilchen Lichtimpulse einer bestimmten spektralen Verteilung aussenden, deren Intensität einen definierten Zusammenhang mit dem Teilchendurchmesser aufweist. Damit kann der SST Aerosole in einem Durchmesserbereich von $10^{-2} \mu\text{m}$ bis zu $10^2 \mu\text{m}$ analysieren. Erste Versuche mit einem Vorführgerät, die Ende 1973 durchgeführt wurden, zeigten, daß der SST unseren Anforderungen entspricht.

Bei der Durchführung von Versuchen im Filterprüfstand muß gewährleistet sein, daß das Gerät den extremen Bedingungen, d.h. hohem Druck und hoher Temperatur standhält. In Zusammenarbeit mit dem Hersteller wurden Pläne ausgearbeitet, um die Meßkammer des SST so um- bzw. auszurüsten, daß sie unter Prüfstandsbedingungen eingesetzt werden kann.

Zur Erprobung des Aerosolgenerators und der beschriebenen Meßgeräte wurde in einer Technikumshalle ein Versuchsstand errichtet. Er besteht aus einem Kanal mit quadratischem Querschnitt. Für den in Stufen einstellbaren Luftdurchsatz sorgt ein Radialgebläse mit einer Nennleistung von $1000 \text{ m}^3/\text{h}$. Im Mittelteil des Kanals können Schwebstoffilter mit dem Querschnitt $610 \text{ mm} \times 610 \text{ mm}$ eingesetzt werden. Für die Entnahme der Aerosole, die am Anfang der Strecke vom Generator geliefert werden, wurden an verschiedenen Punkten vor und nach der Filterposition Probenahmestellen angebracht.

Infolge von Lieferfristen bei einigen Geräten konnte erst in den letzten Monaten des Jahres mit dem Versuchsbetrieb begonnen werden. Dabei wurde die grundsätzliche Funktionsfähigkeit des Aerosolgenerators, des Probenahmeverfahrens und des Flammenphotometers als Nachweisgerät festgestellt.

7.1.3. Filterprüfstand

Nach Fertigstellung des Filterprüfstandes wurde im Juni 1973 mit den Abnahmeversuchen begonnen. Dann wurden alle Grenzbereiche des Parameterfeldes Druck, Temperatur, Feuchte und Durchsatz (Wilhelm, J.G., Dillmann, H.-G., Gerlach, K., Schüttelkopf, H. Jodfilterprogramm, Auszug aus: Abteilung Strahlenschutz und Sicherheit, Jahresbericht 1971, KFK 1565, S. 175 - 207) sowie mittlere Betriebsbereiche angesteuert. Um die verfahrenstechnisch richtige Auslegung der Anlage zu überprüfen, wurde kontrolliert, innerhalb welcher Toleranzen die vorgegebenen Betriebspunkte erreicht wurden. Zusätzlich wurde dabei die Funktion aller Meß- und Regelsysteme auf Genauigkeit, Reproduzierbarkeit und Stabilität bzw. Regelabweichungen untersucht. Es wurde nachgewiesen, daß alle Betriebsbereiche eingestellt werden können. Die Meßwerte lagen innerhalb der zulässigen Toleranzen. Die Temperaturgenauigkeit einschließlich Regelspanne war mit $< 0,3^{\circ}\text{C}$ spezifiziert. Erreicht wurden Werte von $0,1$ bis $0,06^{\circ}\text{C}$. Die ursprünglich zugelassene Toleranz von 1°C für die Begleitheizungen mußte auf $0,1^{\circ}\text{C}$ durch Austausch der Temperaturregler verbessert werden, da der Wandeinfluß auf das Kreislaufgas stärker als erwartet war.

Die Genauigkeit der Druckregelung war mit $\pm 0,6\%$ der Meßspanne gefordert, erreicht wurden Regelabweichungen von $< \pm 0,45\%$. Aufgrund der Leistungsreserven des Gebläseantriebes konnte der maximale Durchsatz einwandfrei mit noch erheblichen Maschinenreserven erbracht werden. Die Reproduzierbarkeit des Durchsatzes ist besser als 1% .

Der wesentliche kritische Punkt der Meß- bzw. Regeltechnik ist die Feuchtemessung. Neben einigen rein elektronischen Defekten zeigte sich, daß die z. Z. eingebauten Meßgeräte keine genügende Langzeitstabilität besitzen. Drifterscheinungen konnten nicht in allen Punkten eindeutig geklärt werden. Es wird vermutet, daß sie z. T. durch mehrere sich überlagernde Temperatureffekte hervorgerufen werden. Es mußten häufig Eichzustände im Kreislauf gefahren werden, um die durch Drift hervorgerufenen Abweichungen auszugleichen. Es zeigte sich, daß die Meßstelle in der Teststrecke besonders anfällig war und zusätzlich ein schlechteres Regelverhalten erbrachte. Daraufhin wurde ein neues Feuchtemeßgerät, das erst seit wenigen Monaten auf dem Markt ist, eingebaut und das Ausgangssignal in die Regelkreise eingeschleift. Es handelt sich um ein kontinuierlich arbeitendes Taupunktspiegel-Feuchtemeßgerät, das die Messung des Taupunktes auf eine reine Temperaturmessung zurückführt. Dieses Gerät arbeitet im Temperaturbereich -15 bis $+170^{\circ}\text{C}$ Taupunkt und bei Drücken bis ca. 10 at. Es zeigte ein sehr schnelles Einschwingverhalten und führte zu sehr stabilen Regelverhältnissen; dies bestätigt die verfahrenstechnisch richtige Auslegung der Anlage. Es ergab sich eine sehr gute Reproduzierbarkeit von teilweise $< 0,5\%$ rel. Feuchte. Als Nachteil zeigte sich ein Fehler in der Temperaturanzeige von 1 bis 2°C Taupunkttemperatur, herrührend von der Benutzung von Pt-Widerstandsthermometern mit üblicher DIN-Toleranz. Durch eine einmalige genauere Temperatureichung des Feuchtefühlers kann dieser Fehler verkleinert werden. Drift zeigte sich auch bei Versuchen über einen Zeitraum von 2 Wochen nicht. Die Feuchtemeinrichtung soll daher umgerüstet werden.

Für die Prüfung von Störfall-Umluftfilteranlagen wurde am Prüfstand eine Montagebühne eingebaut, die den Anschluß von Schüttbettfiltern an den Kreislauf ermöglicht.

7.2. Entwicklung von Abluftfiltern für Wiederaufarbeitungsanlagen

J. Furrer, R. Kaempfer, J.G. Wilhelm

Es ist beabsichtigt, die im Auflöser- und Behälterabgas einer großen Wiederaufarbeitungsanlage anfallende Jodmenge, die vorwiegend aus ^{129}J und ^{127}J besteht, unter Einsatz des anorganischen Jod-Sorptionsmaterials Bayer VP AC 6120 (im folgenden abgekürzt als AC 6120 bezeichnet) abzuscheiden. Die Hauptmenge des gasförmigen Jodes im Auflöserabgas besteht aus elementarem Jod. Alkyljodide und andere Jodverbindungen sind in geringeren Mengen, vor allem abhängig von den Verunreinigungen der rückgeführten Säure, zu erwarten. Im Behälterabgas treten höhere Anteile an organischen Jodverbindungen auf, außerdem wurden Tri-n-butylphosphat, seine Zersetzungsprodukte und Lösungsmitteldämpfe nachgewiesen. Die nachfolgend aufgeführten Arbeiten wurden zur Aufklärung des Reaktionsverhaltens dieser Stoffe an AC 6120 durchgeführt.

Um die Auslegungsdaten für Prototyp-Jodfilter zu überprüfen, die im Abgasstrom der WAK erprobt werden sollen, wurden Abscheidungsversuche mit 20 cm tiefen Filterbetten aus AC 6120 durchgeführt. Außerdem wurden in Hinsicht auf den Einsatz von Wanderbett-Filtern die Versuche zur Unterdrückung des Kristallwachstums der Imprägnierung des AC 6120 fortgesetzt.

7.2.1. Bestimmung der Retentionszeiten von Alkyljodiden

Zur gaschromatographischen Analyse von organischen Jodverbindungen in den Abgasen der WAK wurden die Retentionszeiten von geradkettigen Alkyljodiden bestimmt. Die Untersuchung wurde mit $\text{C}_n\text{H}_{2n+1}\text{J}$ ($n = 1 - 6$) als 1 %ige Lösung in CCl_4 durchgeführt. Als geeignete Trennsäule hat sich eine Beladung von 2,5 Gew.% Di-n-decylphthalat als stationäre Phase auf Chromosorb G AW-DMCS (80 - 100 mesh) erwiesen.

Mit Hilfe eines Temperaturprogrammes von 60 - 120°C konnte eine optimale Trennung aller Komponenten einschließlich des Lösungsmittels (CCl_4) erreicht werden (s. Abb. 7/3).

7.2.2. Umsetzung von Alkyljodiden mit dem anorg. Jod-Sorptionsmaterial AC 6120

Statische Versuche zur Umsetzung von Alkyljodiden mit AC 6120 wurden bereits im 1. Halbjahresbericht 1973 des Projektes Nukleare Sicherheit (KFK 1859) von uns beschrieben.

Um das Verhalten der geradkettigen Alkyljodide am Silbernitrat-imprägnierten anorganischen Sorptionsmaterial AC 6120 in dynamischen Versuchen festzustellen, wurden Umsetzungen von geradkettigen Alkyljodiden $\text{C}_n\text{H}_{2n+1}\text{J}$ ($n = 1 - 6$) unter Schutzgasatmosphäre (Argon) in der in Abb. 2 aufgezeigten Testapparatur durchgeführt. Die Umsetzungsprodukte wurden in Kühlfallen aufgefangen und gaschromatographisch untersucht.

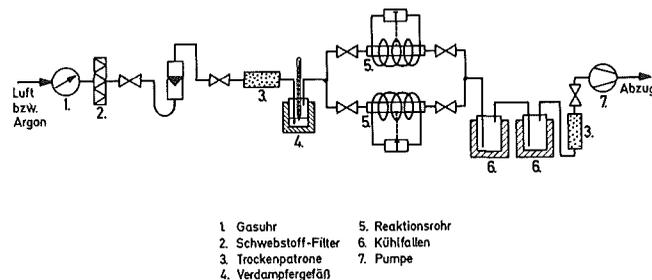
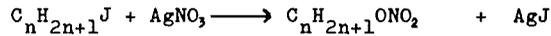


Abb. 7/2: Testapparatur zur Untersuchung des Verhaltens von AC-6120 gegenüber organischen Substanzen

Als Ergebnis der gaschromatographischen Analyse wurde folgende Hauptreaktion festgestellt:



Als Nebenprodukte dieser Reaktion konnten Alkane nachgewiesen werden, die durch Zersetzung der Alkyljodide an der frisch gebildeten AgJ-Oberfläche durch Radikalreaktionen entstanden.

Bei der Reaktion von AC 6120 mit einem Ueberschuß an Alkyljodiden wurden Dämpfe von elementarem Jod im Bereich des Jod-Sorptionsmaterials und abluftseitig davon beobachtet. Folgender Reaktionsmechanismus kann angenommen werden:



Abb. 7/3 zeigt die Alkyljodide vor der Umsetzung und Abb. 7/4 die Reaktionsprodukte von Alkyljodiden mit AC 6120. Beide Chromatogramme wurden unter gleichen Betriebsbedingungen aufgenommen. Die geradkettigen Alkyljodide wurden als gaschromatographisch reine Produkte eingesetzt. Die Filterbett-Tiefe betrug 2,5 cm, die Verweilzeit der Alkyljodide wurde auf 0,1 s eingestellt. Die Konzentration der Alkyljodide in der Filterbett-Zuluft betrug $1,6 \times 10^{-5}$ Mol/l.

7.2.3. Ermittlung der Retentionszeiten von WAK-spezifischen organischen Stoffen

Dodecan [CH_3 , $(CH_2)_9$, CH_3] als Lösungsmittel und Tri-n-butylphosphat [$(C_4H_9O)_3 PO$] als Komplexbildner werden in der WAK als organische Hauptprodukte eingesetzt. Zur Bestimmung ihrer Retentionszeiten in der gaschromatographischen Analyse wurde als Trennsäule Chromosorb G AW-DMGS (80 - 100 mesh) mit einer Beladung von 2,5 Gew.% Apiezon M als stationäre Phase eingesetzt. Außerdem bedingen die hohen Siedepunkte von Dodecan und Tri-n-butylphosphat die Benutzung eines Temperaturprogrammes von 100 - 160°C.

7.2.4. Verhalten von Tributylphosphat und Dodecan gegenüber AC 6120

Bei längerer Betriebszeit des Jod-Sorptionsmaterials AC 6120 in den Behälterabgasen der WAK (~10 d) verfärbt sich das Sorptionsmaterial durch die in den Abgasen vorhandenen organischen Bestandteile grüngrau bis schwarz. Die Verfärbung ist auf eine Reaktion eines Teiles der Imprägnierung des Sorptionsmaterials mit organischen Bestandteilen der Behälterabgase zurückzuführen. Zur Aufklärung dieses Sachverhaltes wurden die Reaktionen zwischen AC 6120 und Dodecan bzw. Tributylphosphat in Luft als Trägergas untersucht. Es wurde die in Abb.7/2 wiedergegebene Apparatur benutzt und die Betriebsbedingungen eingestellt, unter denen das Sorptionsmaterial in den Abgasen der WAK erprobt wird.

Versuchsbedingungen:

Reaktionsrohr mit AC 6120: 4 x 2,5 cm Bett-Tiefe
 ~80 mg Ag/g AC 6120

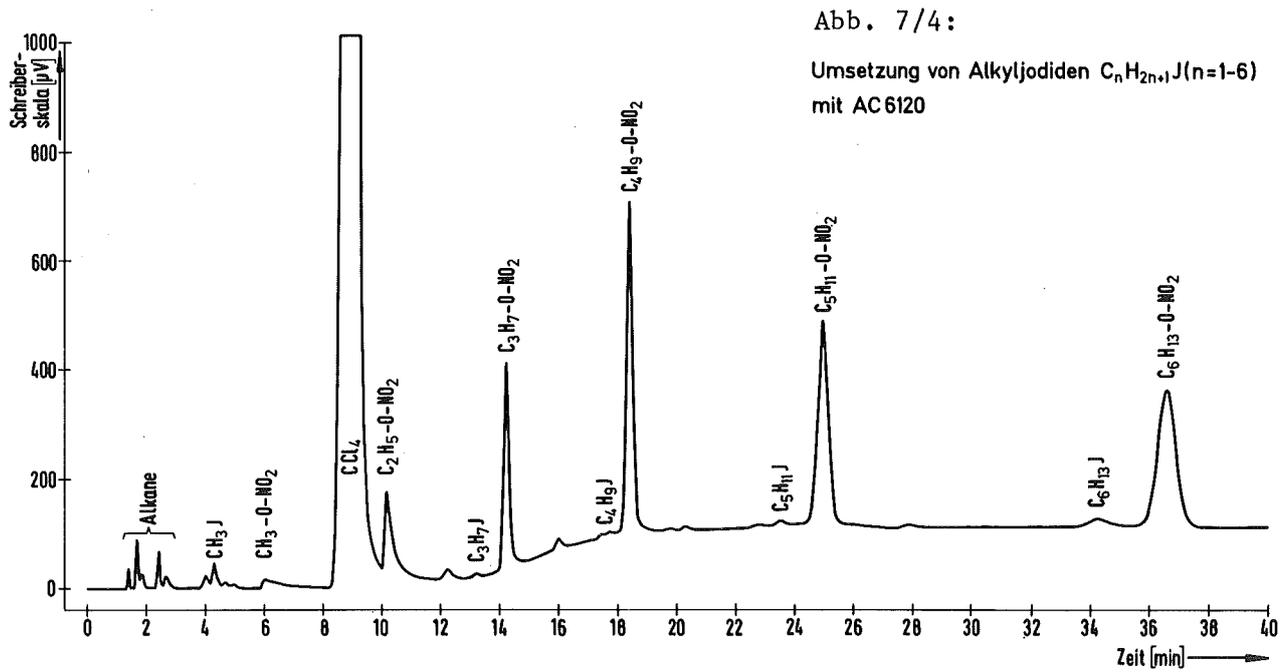
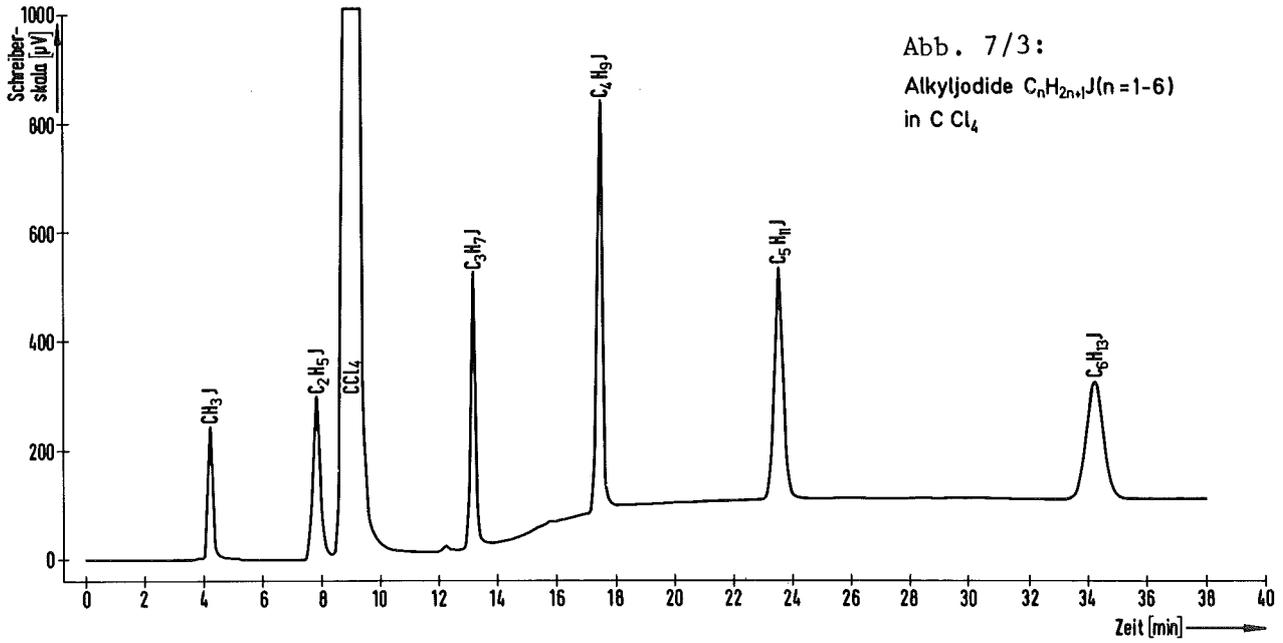
Reaktionstemperatur : 150°C

Verweilzeit/Bett : 0,1 s

Konzentration : $1,9 \times 10^{-2}$ g Dodecan/l Luft bzw.
 $6,1 \times 10^{-3}$ g Tri-n-Butylphosphat/l Luft

Durchfluß : 44l l/h

Nachströmzeit : 2 h



Zur Identifikation der Reaktionsprodukte wurde die gaschromatographische Analyse durch Vergleich der Retentionszeiten der organischen Reaktionsprodukte herangezogen. Als Trennsäule wurde ebenfalls Apiezon M auf Chromosorb G eingesetzt (Temperaturprogramm: 100 - 160°C).

Während Dodecan sich am Sorptionsmaterial bis 150°C völlig inert verhielt, konnte beim Anströmen mit Tri-n-Butylphosphat eine chemische Reaktion nachgewiesen werden. Es entstand ein Silberphosphat von nicht geklärter Struktur. Als flüchtige Komponente wurde eindeutig Butylnitrat in Konzentrationen $\leq 5\%$ bezogen auf das eingesetzte Tri-n-Butylphosphat gaschromatographisch ermittelt.

7.2.5. Extraktion von Jod-Sorptionsmaterial aus Behälter-Abgasfiltern

Die Extraktion der in den Behälterabgasen der WAK eingesetzten Sorptionsmaterialien führte zu einer Lösung, in der mittels gaschromatographischer Analyse eine Vielzahl an Substanzen nachgewiesen werden konnte. Die Nachweisgrenze der meisten Substanzen lag knapp über der Anzeigenschwelle des FID von 5×10^{-12} g C/s. Eine Identifikation der Substanzen konnte bisher, mit Ausnahme der Hauptkomponente Dodecan, nicht vorgenommen werden. Es dürfte sich hier um organische Radiolyseprodukte handeln, die später bei erneuter Betriebsaufnahme der WAK angereichert und analysiert werden sollen.

7.2.6. Jodabscheidung aus den Abgasen der Wiederaufarbeitungsanlage Karlsruhe (WAK)

Wegen der Abschalt-Periode der WAK konnte nur ein Versuch zur Bestimmung der Abscheideleistung von tiefen Filterbetten (20 cm Bett-Tiefe) gegenüber dem in den Abgasen vorhandenen Spaltjodgemisch durchgeführt. Es wurden jeweils zwei Filterbetten, die aus dem Jod-Sorptionsmaterial AC 6120 bestanden, in den Auflöser- und Behälterabgasen eingesetzt. Die Betriebsbedingungen an den Jod-Sorptionsbetten und die Zusammensetzung der Abgase schwankten im Verlaufe der Beaufschlagungsdauer infolge unkontrollierter Eingriffe stark. Ueber einen längeren Zeitraum wurde keine Auflösung durchgeführt. Das Sorptionsmaterial AC 6120 im Auflöserabgas zeigte zum Ende der Einsatzzeit eine dunkelgraue Färbung, die vermutlich durch Zersetzung von AgNO_3 zu Ag_2O und Einwirkung organischer Verunreinigungen des Abgases hervorgerufen wurde. Da das Sorptionsmaterial durch den Beginn der Abschaltphase der WAK längere Zeit einem Abgasstrom ausgesetzt war, der kein NO_2 enthielt, wurde die Imprägnierung des Jod-Sorptionsmaterials nicht mehr regeneriert (WILHELM, J.G., DILLMANN, H.G., FURRER, J., GERLACH, K. Filterprogramm, Auszug aus: Jahresbericht der Abteilung Strahlenschutz und Sicherheit 1972, KFK 1818, S. 93 - 120). Nach dem Ausbau der Filterbetten wurde eines von jeweils zwei parallel im Abgasstrom beaufschlagten Filterbetten durch Aktivierungsanalyse auf abgeschiedenes ^{129}J untersucht, während der nach der Einsatzzeit noch erreichbare Abscheidegrad durch Beaufschlagung des zweiten Filterbettes mit einem Gemisch von $\text{CH}_3^{127}\text{J} + \text{CH}_3^{131}\text{J}$ im Laborversuch ermittelt wurde. Die Versuchsbedingungen des Laborversuches (150°C, 0,8 s Verweilzeit bei 20 cm Bett-Tiefe) entsprachen den Sollwerten für den Filterbetrieb in der WAK; das Trägergas für das Methyljodid bestand aus einem Gemisch von Feuchtluft (Taupunkt 30°C) und 2,5 % NO_2 .

In Tab.7/3 sind die Ergebnisse der angeführten Untersuchungen wiedergegeben. Für das Filterbett aus dem Auflöserabgas wird zusätzlich der Anteil des Silbers der Imprägnierung angegeben, der den abgeschiedenen $^{129}\text{J} + ^{127}\text{J}$ -Mengen entspricht. Die Abscheidegrade, die während des Einsatzes im Auflöserabgas erreicht wurden, sind, verglichen mit früher durchgeführten Untersuchungen, etwas niedriger. Die Ursache dürfte in den Abweichungen der Betriebsbedingungen von den Sollwerten während der Einsatzzeit zu suchen sein. Bei dem Laborversuch zur Abscheidung von $\text{CH}_3^{131}\text{J}$ wurde das Jod-Sorptionsmaterial aus dem Auflöserabgas durch die Beaufschlagung mit NO_2 regeneriert. Die Abscheidegrade liegen daher deutlich über denen, die integral über die Einsatzzeit im WAK-Abgas erreicht wurden.

Ein Vergleich der ^{129}J -Mengen in den Filterbetten aus den Auflöser- und Behälterabgasen ergibt für die untersuchte Betriebszeit ein Verhältnis von ca. 100 : 1. Die Hauptmenge des ^{129}J wurde bereits durch ein Teilbett von 7,5 cm Tiefe abgeschieden. Die anfänglich mit der Bett-Tiefe

noch ansteigende Jodbeladung (siehe Teilbetten von 0 - 2,5 und 2,5 - 5,0 cm) erklärt sich durch die Abscheidung von Brom im ersten Teilbett (Verbrauch von Ag^+ durch Umsetzung zu AgBr) und ein häufig beachtetes Absinken des Abscheidegrades des in Anströmrichtung ersten Teilbettes durch erhöhte Schadstoffbeladung.

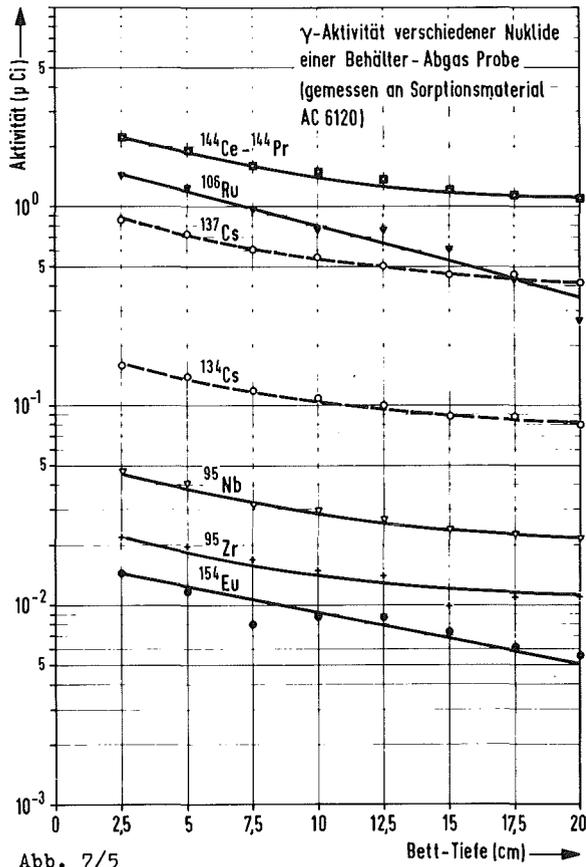


Abb. 7/5

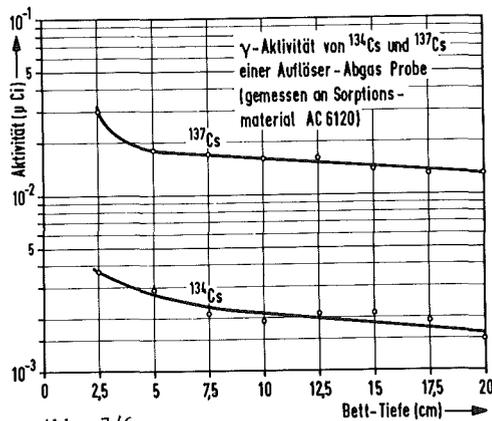


Abb. 7/6

Es wurde eine Untersuchung der Filterbetten auf Kontamination durch γ -Strahler durchgeführt, deren Abscheidung eine erhöhte Dosisleistung des beladenen Jod-Sorptionsmaterials zur Folge hat. In Abb. 7/5 u. 7/6 werden die Abscheidungsprofile der in den Filterbetten festgestellten Radioisotope wiedergegeben. Der flache Kurvenverlauf zeigt, daß es sich im allgemeinen um Partikel handelt, die nur zum geringen Teil an dem Jod-Sorptionsmaterial abgelagert werden (hoher Durchlaßgrad). Eine Ausnahme dürfte für das ^{106}Ru gelten. Die im Verhältnis zu den anderen Isotopen zu hohe γ -Aktivität und das steilere Abscheidungsprofil läßt auf einen zusätzlichen Transportmechanismus über die Gasphase schließen. Auf dem Filterbett aus den Auflöserabgasen wurde mit einem $\text{Ge}(\text{Li})$ -Detektor nur ^{137}Cs und ^{134}Cs nachgewiesen; auf dem Filterbett aus dem Behälterabgas wurde ^{144}Ce , ^{144}Pr , ^{137}Cs , ^{134}Cs , ^{106}Ru , ^{95}Zr , ^{95}Nb und ^{154}Eu festgestellt. Die insgesamt aus dem Behälterabgas abgeschiedene Aktivität lag in der untersuchten Betriebsperiode weit über der aus dem Auflöserabgas.

Extrapoliert man die abgeschiedene γ -Aktivität auf ein Abgasfilter von $400 \text{ m}^3/\text{h}$ Durchsatz, so ist mit einer Beladung des Jod-Sorptionsmaterials mit ca. 15 mCi an Isotopen mit relativ großer $T_{1/2}$ zu rechnen. Da dieser Wert von dem Abbrand und Alter der aufgelösten Brennelemente, der Abgasvorreinigung und den speziellen Betriebsparametern einer Wiederaufarbeitungsanlage abhängig ist, können daraus nur sehr bedingt Rückschlüsse auf die am Jodfilter zu erwartende Dosisleistung gezogen werden.

7.2.7. Verbesserung der Imprägnierung des Jod-Sorptionsmaterials AC 6120 für die Verwendung in Wanderbett-Filtern

Bei den Alterungsuntersuchungen des Jod-Sorptionsmaterials AC 6120 wurde ein Auswachsen von Silbernitrat-Kristallen an der Oberfläche des Trägermaterials bei Raumluft-Temperatur und einer relativen Luftfeuchte von 40 - 70 % unter dem Stereo-Mikroskop beobachtet. Die Folgen des Auswachsens sind:

1. Zusammenbacken einzelner Kugeln.
2. Abrieb von AgNO_3 -Kristallen bei gegenseitiger Reibung der Kugeln.
3. Austragung von AgNO_3 bzw. seiner Reaktionsprodukte mit Jod durch den zu reinigenden Gasstrom.

Um das Auswachsen der AgNO_3 -Kristalle zurückzudrängen, das bei Lagerung an feuchter Luft auftritt, wurden in mehreren Versuchsreihen folgende Lösungswege untersucht:

- a) Veränderung verschiedener Parameter des Imprägnierungsvorganges.
- b) Mechanische Festigung der AgNO_3 -Imprägnierung durch Dünnschicht-Fällung einer Kieselsäure-Verbindung auf der Oberfläche des imprägnierten Sorptionsmaterials.
- c) Herstellung und Erprobung von Mischimprägnierungen mit geringem Kristallwachstum.

Zu a) Der Einfluß verschiedener Parameter der im Labor durchgeführten Imprägnierungsmethode wie Druck, Temperatur und Konzentration, wurden in Reihenuntersuchungen überprüft. Eine Verbesserung der Imprägnierung wurde durch Erhöhung der Trockentemperatur erreicht. Die früher durchgeführte Trocknung unter vermindertem Druck zum schnelleren Abtransport des entstehenden Wasserdampfes wurde aufgegeben, da Transportvorgänge von AgNO_3 unter vermindertem Druck vom Innern der Trägerkugeln in die Randzonen beobachtet wurden.

Zu b) Die Versuche zeigten anfänglich gute Erfolge, nach langer Lagerzeit war jedoch kein wesentlicher Unterschied zu unbehandeltem Sorptionsmaterial festzustellen.

Zu c) Eine Unterdrückung des Kristallwachstums könnte eventuell durch Erzeugung von Mischkristallen erfolgen, die in feuchter Luft geringeres Wachstum als reine AgNO_3 -Kristalle zeigen. Werden dabei Salze eingesetzt, durch die die oxidative Zerstörung von organischen Jodverbindungen katalysiert wird, könnte die Abscheideleistung gegenüber Spaltjodverbindungen ggf. verbessert werden. Salzgemische verschiedenster Zusammensetzung wurden für Probeimprägnierungen eingesetzt. Das so präparierte Sorptionsmaterial wurde in Feuchtluft gealtert und auf Kristallwachstum (Auswachsen von Kristallen aus der äußeren Oberfläche des Trägermaterials) sowie Abscheideleistung untersucht. Versuche mit AgNO_3/Ce - und AgNO_3/Cu -Salzgemischen führten nicht zum Ziel. In Abb. 7/7 werden Trägerkugeln gezeigt, die mit einer 1 : 1 Imprägnierung von $\text{AgNO}_3/\text{Ce}(\text{NO}_3)_3 \cdot 6 \text{H}_2\text{O}$ versehen wurden und sechs Wochen in feuchter Laborluft lagerten. Eine Verminderung der Auswachsrate war im Vergleich mit einer Probe von AC 6120 nicht festzustellen. Da für die katalytische Wirkung dieser Gemische außerdem eine höhere Temperatur erforderlich ist als für die Abgasfilter vorgesehen, wurden Probeimprägnierungen anderer Zusammensetzung untersucht. Abb. 7/8 zeigt das Sorptionsmaterial mit einer Mischkristallimprägnierung neuer Zusammensetzung nach ebenfalls sechs Wochen Lagerzeit in feuchter Luft. Ein Auswachsen von Kristallen ist nicht mehr festzustellen. Die mit diesem Material erreichbaren Abscheidegrade lagen jedoch bei nur 99,6 % gegenüber 99,998 %, die mit einer reinen AgNO_3 -Imprägnierung unter gleichen Versuchsbedingungen gegenüber Methyljodid erreicht wurden. Zur Zeit wird untersucht, ob eine Erhöhung des Abscheidegrades durch Veränderung der Mengenanteile der Imprägnierungsbestandteile erreicht werden kann.

Tab. 7/3: Abscheideleistung von Jod-Sorptionsbetten aus AC 6120 in den WAK-Abgasen und im Laborversuch

Bett-Tiefe in cm		2,5	5,0	7,5	10,0	12,5	15,0	17,5	20,0
Verweilzeit in s		0,1	0,2	0,3	0,4	0,5	0,6	0,7	0,8
Filterbett aus Auflöserabgas	Abgeschiedene ^{129}J -Menge pro Teilbett (mg)	203	235	92	22	12	6,6	2,9	1,5
"	Durch ^{129}J + ^{127}J verbrauchtes Ag^+ pro Teilbett (%)	35	39	15	3,6	1,9	1,1	0,5	0,2
"	integr. Abscheidegrad für ^{129}J in %	35	76	92	96	98	99	>99	-
"	integr. Abscheidegrad für $\text{CH}_3^{131}\text{J}$ in 2,5 % NO_2 / Luft-Gemisch	51,9	91,9	99,78	99,967	99,978	99,986	99,991	99,995
Filterbett aus Behälterabgas	Abgeschiedene ^{129}J -Menge pro Teilbett (mg)	5,1	1,2	$3,9 \times 10^{-4}$	$5,9 \times 10^{-4}$	$3,1 \times 10^{-4}$	$4,4 \times 10^{-4}$	$3,5 \times 10^{-4}$	$2,5 \times 10^{-4}$
"	integr. Abscheidegrad für ^{129}J in %	81	99,4	99,9	>99,9	>99,9	>99,9	>99,9	-
"	integr. Abscheidegrad für $\text{CH}_3^{131}\text{J}$ in 2,5 % NO_2 / Luft-Gemisch	71,2	95,8	99,34	99,51	99,64	99,73	99,86	99,946

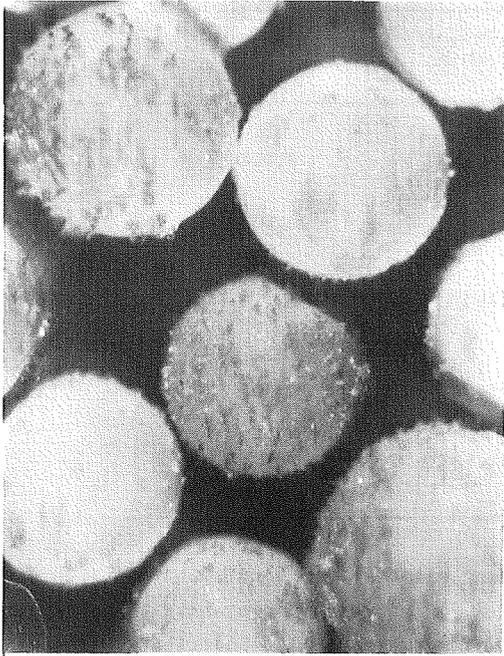


Abb. 7/7:

Jod-Sorptionsmaterial, Imprägnierung: $\text{AgNO}_3 / \text{Ce}(\text{NO}_3)_3 \cdot 6 \text{H}_2\text{O}$, nach 6 Wochen Lagerzeit, vergröß. 16 x

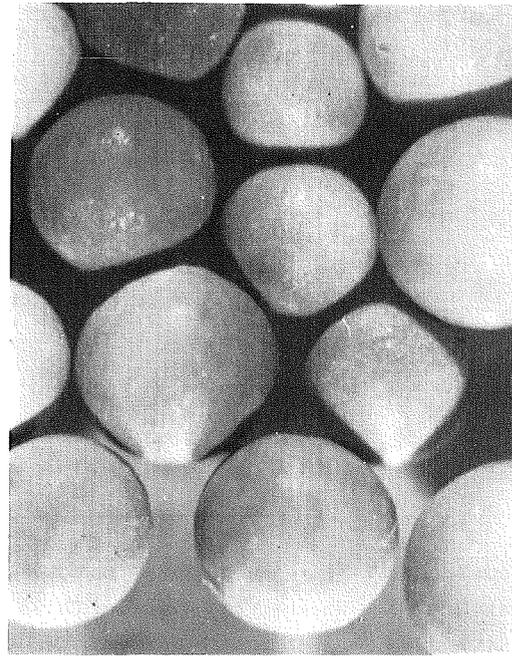


Abb. 7/8:

Jod-Sorptionsmaterial mit neuer Mischimprägnierung, nach 6 Wochen Lagerzeit, vergröß. 16 x

7.3. Abluftfilterung an Reaktoren, Identifizierung von Jodverbindungen in Reaktorabgasen.

7.3.1. Alterung und Vergiftung von Jod-Sorptionsmaterialien

J. Furrer, R. Kaempffer, J.G. Wilhelm

Bei der routinemäßigen Laborprüfung (Wilhelm, J.G., Dillmann, H.-G., Gerlach, K. Prüfung von Jodfilteranlagen, Seminar über Jodfilter und ihre Prüfung, Kommission der Europäischen Gemeinschaften, Kernforschungszentrum Karlsruhe, 4. - 6. Dezember 1973) der mit KJ-imprägnierten Aktivkohle aus den Kontrollfiltern der Jodfilteranlagen eines Kernkraftwerkes wurde Schadstoff-Adsorption an der eingesetzten Aktivkohle festgestellt. Die Bett-Tiefe der Kontrollfilter betrug, entsprechend der Bett-Tiefe in den Schüttbettfiltern, 50 cm. Die Laborprüfung wurde unter simulierten GaU-Bedingungen durchgeführt. Als Prüfmedium diente radioaktiv markiertes Methyljodid, das mit einem Feuchtluftstrom von 98 - 100 % r. F. beaufschlagt wurde.

Die Kontrollfilter gehörten zu den Jodfiltern der Anlagenabluftreinigung (ca. 2 s Verweilzeit) und Ringspaltabsaugung (ca. 1 s Verweilzeit).

Tab. 7/4: Abscheidegrade von Aktivkohlen aus Kontrollfiltern

Aktivkohle: Typ CG II, stranggepreßt, Stäbchendurchmesser 2,0 mm, 1 % KJ-imprägniert.

Prüfbedingungen:

Trägergas: Feuchtluft, vorgefiltert durch Schwebstoff-Filter der Klasse S, 31,2°C, 98 - 100 % r. F.

Vorströmzeit (nur Trägergas): ≥ 20 h

Beaufschlagung (Prüfmedium + Trägergas): 1 h

Nachströmzeit (nur Trägergas): ≥ 20 h

Prüfmedium: $30 \pm 5 \mu\text{g CH}_3^{127}\text{J}$ pro g Aktivkohle, vermischt mit ca. $2 \mu\text{Ci CH}_3^{131}\text{J}$ pro g Aktivkohle (Beladung berechnet auf 50 cm Bett-Tiefe).

Art der Abluft	Einsatzzeit der Kontrollfilter in Monaten	Abscheidegrad in %	Durchlaßgrad in %
Anlagenraumabluft	0	99,9998	0,0002
"	ca. 25 (Betriebszeit)	72,9	27,1
"	ca. 25 (Betriebszeit)	72,7	27,3
Ringspaltabsaugung	0	99,88	0,12
"	ca. 25 (Standzeit)	91,6	8,4

Aus Tabelle 7/4 ist das Absinken der Abscheidegrade im Vergleich mit den noch nicht mit Abluft angeströmten Kohleproben der gleichen Charge zu entnehmen. Um die Ursache der starken Vergiftung der Aktivkohle aus den Kontrollfiltern der Anlagenabluft- und Ringspaltabsaugung-Jodfilter festzustellen, wurden die anschließenden analytischen Untersuchungen durchgeführt.

Analyse der Filterschadstoffe

a) Aufarbeitung der Aktivkohle für die gaschromatographische Untersuchung

Für die GC-Untersuchung wurde neben der Filterkohle aus den Kontrollfiltern frische, noch nicht eingesetzte Kohle zum Vergleich herangezogen.

5 g Aktivkohle wurden mit 90 ml p.A. CCl_4 , 24 h in einer Soxhlet-Apparatur extrahiert. Der Extrakt wurde auf 50 ml eingengt und gaschromatographisch untersucht.

Zur Ermittlung des Gehaltes an leichtflüchtigen Anteilen der adsorbierten Schadstoffe wurde die 24 h-Extraktion von 5 g Aktivkohle mit 50 ml p.A. Toluol durchgeführt. Um das Abdampfen dieser leichtflüchtigen Anteile zu verhindern, wurde der Extrakt nicht eingengt.

b) Auswertung der GC-Analyse

Folgende Arbeitsbedingungen wurden am Gaschromatographen (FID) eingehalten:

Einspritzmenge: 0,4 μl des Extraktes

Säule: 1,8 m; 1/8" Edelstahl

Stationäre Phase: 2,5 Gew.% Apiezon M

Trägermaterial : Chromosorb G AW-DMCS 80 - 100 mesh

Trägergas: 25 ml N_2 /min

Heizgas : 30 ml H_2 /min; 240 ml synth. Luft/min

Temperaturen: FID 200°C

Einlaß 150°C

Temperaturprogramm 60 - 120°C

Unter den oben angeführten Arbeitsbedingungen wurden am Gaschromatographen folgende Chromatogramme aufgenommen:

1. CCl_4 -Extrakt einer Probe der noch nicht im Filterbetrieb eingesetzten Charge der Originalkohle.
Es konnten keine Verunreinigungen nachgewiesen werden.
2. CCl_4 -Extrakt der Aktivkohle aus einem Kontrollfilter des Jodfilters für die Ringraumabsaugung.
Das Chromatogramm zeigte eine Reihe von Komponenten in geringer Konzentration, die ebenfalls in der unter 3. genannten Probe auftraten.
3. CCl_4 -Extrakt der Aktivkohle aus dem Kontrollfilter eines Jodfilters für die Anlagenabluft.
Die Aktivkohle wies eine erhebliche Beladung mit organischen Lösungsmitteln auf. Das Chromatogramm des CCl_4 -Extraktes stimmte mit dem eines handelsüblichen Lackfarbenverdünners (Nitroverdünner) weitgehend überein (Abb. 7/9).

Die endgültige Identifikation der Einzelkomponenten wurde durch Vergleich der Retentionszeiten der Reinsubstanzen Aethylacetat, Toluol und o-, m-, p-Xylol in CCl_4 abgeschlossen.

Ein Vergleich des Chromatogramms des CCl_4 -Extraktes der Aktivkohle (beaufschlagt mit Anlagenabluft) mit dem des Lackfarbenverdünners zeigt, daß die Komponente Aethylacetat nur noch in Spuren und Toluol in geringen Mengen in der Aktivkohle vorhanden war (Abb. 7/9). Vermutlich wurden diese Substanzen während des Filterbetriebes desorbiert.

Die quantitative Bestimmung der Lösungsmittel in der Aktivkohle ergab die folgenden Werte, die in der Tabelle 7/5 den Abscheidegraden gegenübergestellt werden.

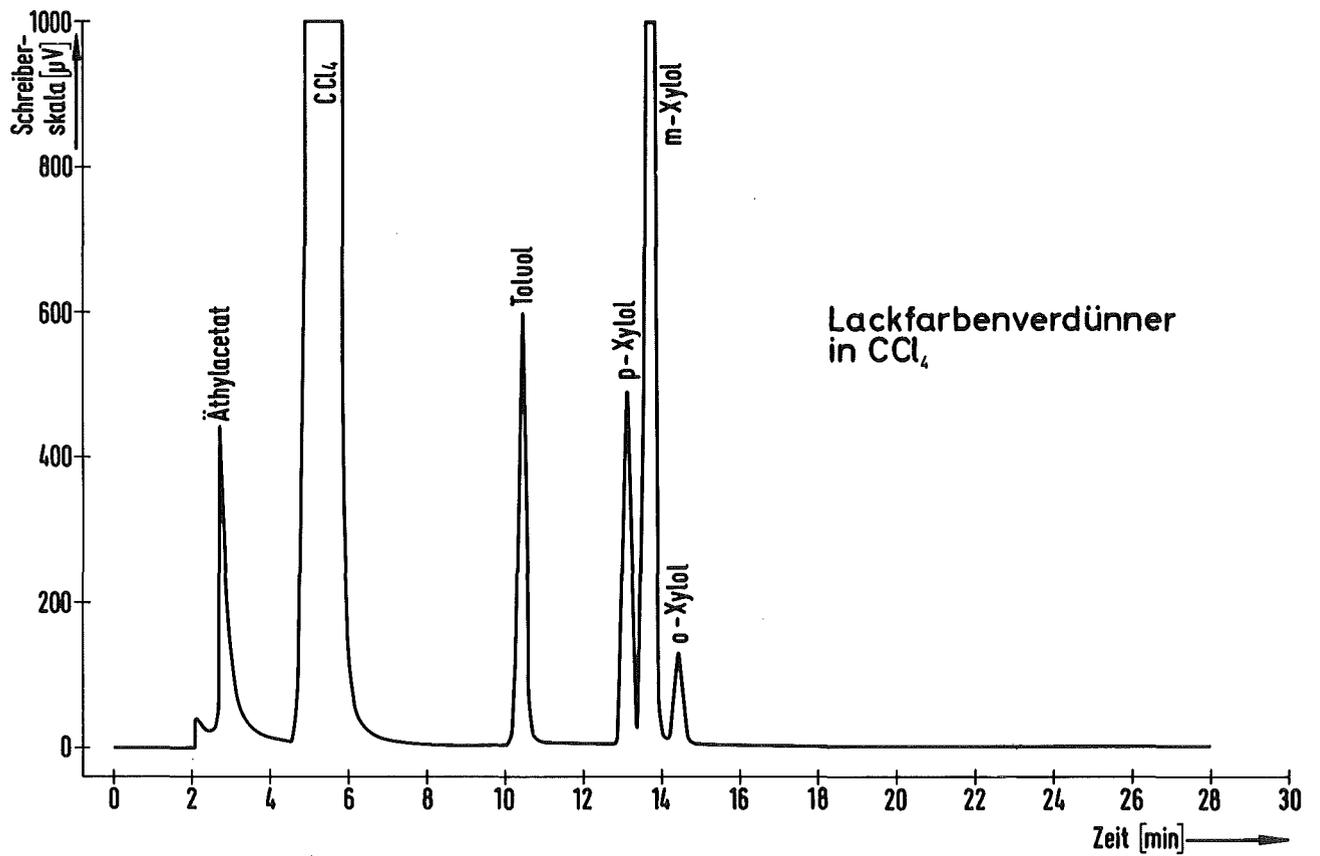
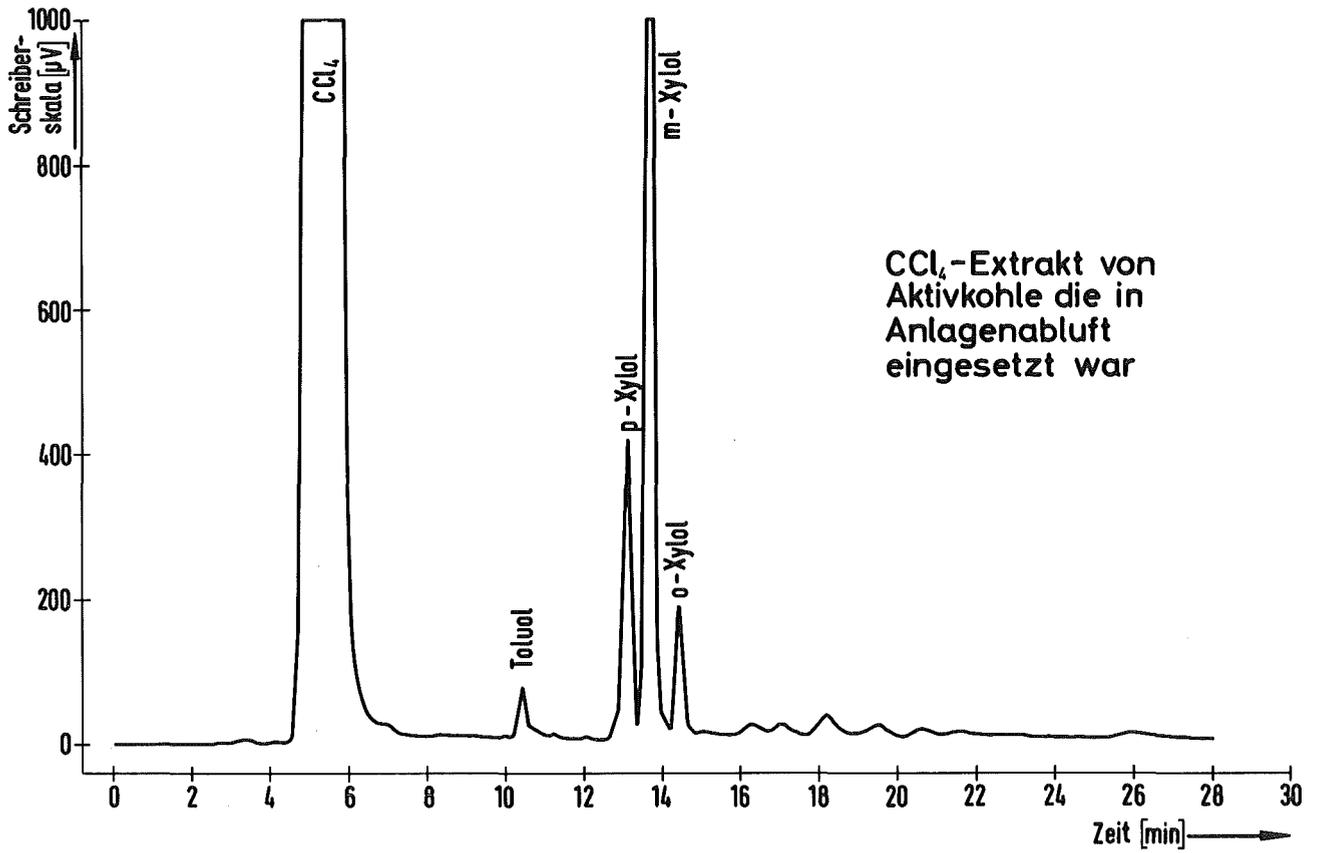


Abb. 7/9

Tab. 7/5: Abscheidegrade von Aktivkohle nach Adsorption von Lösungsmitteln und Alterung

Aktivkohleprobe, entnommen aus:	Abscheidegrad (%) bei 50 cm Bett-Tiefe	Gehalt an Gesamtlösungsmittel in g/kg Aktivkohle
frische Originalcharge	99,996	-
Kontrollfilter, Ringraumabsaugung (ca. 25 Monate Standzeit)	91,6	0,3
Kontrollfilter, Anlagenabluft (ca. 25 Monate Betriebszeit)	72,8	60,0

Die Auswertung des Chromatogrammes der Toluol-Extraktion brachte von den oben beschriebenen Ergebnissen keine Abweichung.

Aus Tab.7/5 ist zu erkennen, daß schon geringe Mengen an Lösungsmitteln, die an der Aktivkohle adsorbiert wurden, den Abscheidegrad von Jodfiltern erheblich verringern können. Um Lösungsmittel von der Aktivkohle fernzuhalten, wird für die Bauphase eines Kernkraftwerkes empfohlen:

- Die Probeläufe der Abluftventilatoren von Jodfilteranlagen vor der Beschickung der Filter mit Aktivkohle durchzuführen.
- Die Beschickung mit Aktivkohle erst möglichst spät nach Beendigung der Anstricharbeiten in Sicherheitsbehälter und Ringraum vorzunehmen.

Nach der Inbetriebnahme des Kernkraftwerkes sollte:

- Zurückhaltung beim Lösungsmittelgebrauch in Räumen geübt werden, die über Jodfilter entlüftet werden.
- Bei der Durchführung von Anstricharbeiten die Abluft, wenn möglich und zulässig, nicht über die Jodfilter geleitet werden.

Bei Untersuchungen von Aktivkohlefilterzellen, die in einer anderen Reaktoranlage in zwei aufeinanderfolgenden Filterbänken (Filterbank I und II) eingesetzt waren, wurde gaschromatographisch die Adsorption von leichtem Heizöl nachgewiesen.

Die Abb.7/10 zeigt die Chromatogramme von leichtem Heizöl und den entsprechenden untersuchten Aktivkohleproben. Zum besseren Vergleich wurden die Peaks durchnummeriert.

Untersuchungen zum Abscheidegrad der mit leichtem Heizöl vergifteten Aktivkohle wurden ebenfalls unter simulierten GaU-Bedingungen durchgeführt. Auch hier zeigte sich ein Absinken der Abscheidegrade gegenüber $\text{CH}_3^{131}\text{J}$ mit Zunahme der Adsorption von leichtem Heizöl. Aus Tab. 7/6 sind die integralen Abscheidegrade und die Beladung der untersuchten Aktivkohle mit org. Produkten in g/kg Aktivkohle zu entnehmen.

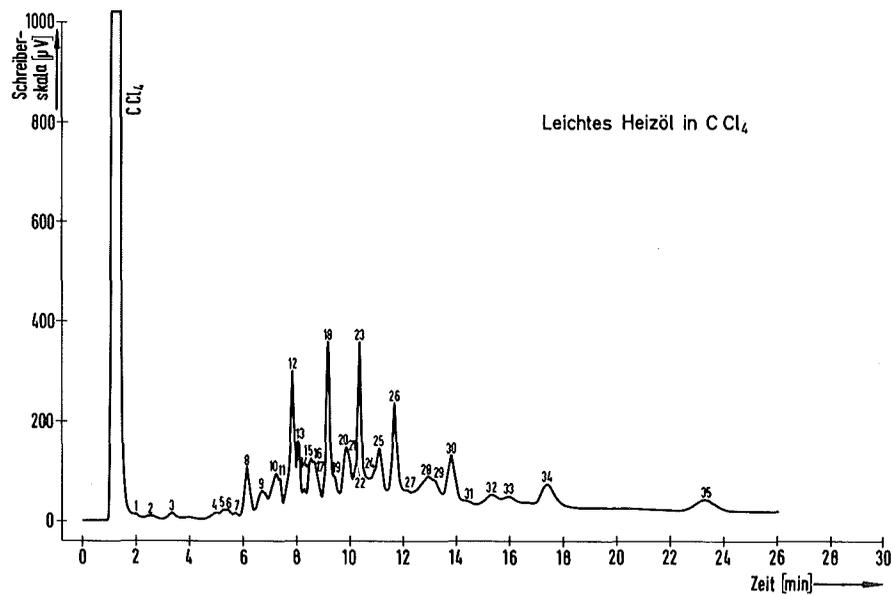
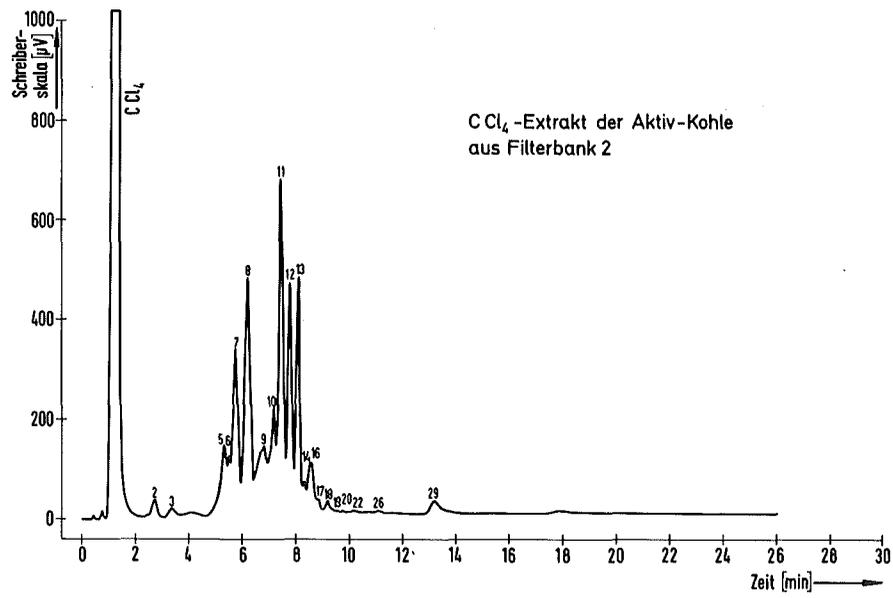
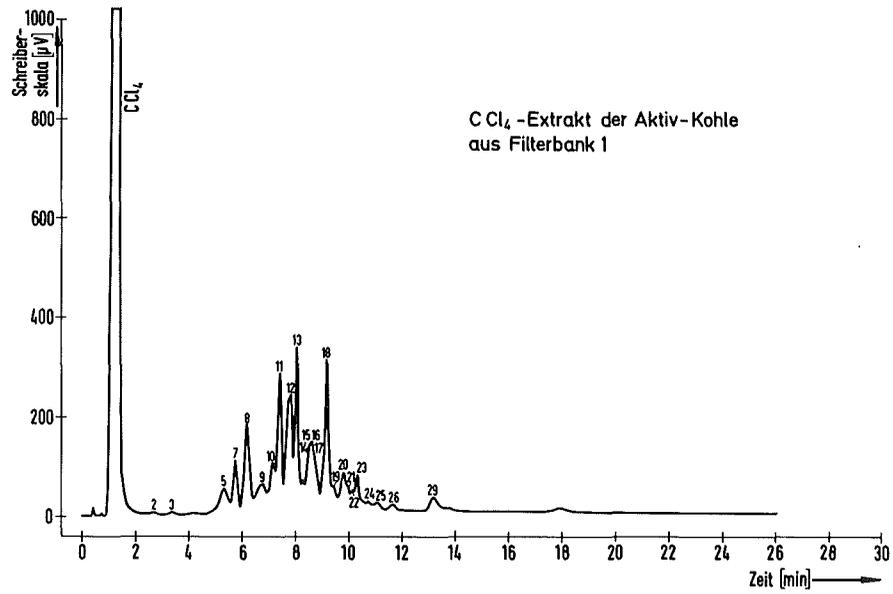


Abb. 7/10

Tab. 7/6: Abscheidegrade von Aktivkohle nach Adsorption von Lösungsmitteln und Alterung

Aktivkohleprobe, entnommen aus:	Abscheidegrad (%) bei 5 cm Bett-Tiefe, Verweilzeit 0,2 s	Gehalt an leichtem Heizöl in g/kg Aktivkohle
Filterbank I (ca. 19 Monate Betriebszeit)	23,3	76
Filterbank II (ca. 19 Monate Betriebszeit)	47,2	57

Erste im Labor durchgeführte Versuche mit Lösungsmitteln weisen daraufhin, daß es sich bei dem Absinken der Abscheidegrade der imprägnierten Aktivkohle nicht um einen einfachen Beladungseffekt, sondern um einen wesentlich komplexeren Vorgang handeln muß.

7.3.2. Flüchtigkeit von Jodverbindungen

H. Deuber, J.G. Wilhelm

In neueren Veröffentlichungen (J.H. Keller et al., 12th AEC Air Cleaning Conference 322, 1972; M. Naritomi, Y. Yoshida, J. Nucl. Sci. Technol. 10, 34, 1973) wurde - gestützt auf experimentelle Befunde - wiederholt darauf hingewiesen, daß Jod als hypojodige Säure (HJO), Jodsäure (HJO₂) und Perjodsäure (HJO₄) gasförmig auftreten kann. Als Beitrag zur Klärung dieser für die Abscheidung von Spaltjod aus der Raum- und Abluft kerntechnischer Anlagen wichtigen Frage wurden Laboruntersuchungen über die Flüchtigkeit der genannten Verbindungen durchgeführt.

In den Versuchen wurde Luft (als Trägergas für flüchtige Jodverbindungen) durch eine wässrige Lösung (Verflüchtigungslösung) geleitet, die die zu untersuchende Verbindung enthielt. Die eventuell mitgeführten Verbindungen wurden durch eine zweite Lösung (Auffanglösung) aus dem Luftstrom ausgewaschen. Letztere war die wässrige Lösung eines Alkalihydroxids ($\text{pH} \geq 13$). Die benutzte Apparatur ist in Abb. 7/11 wiedergegeben.

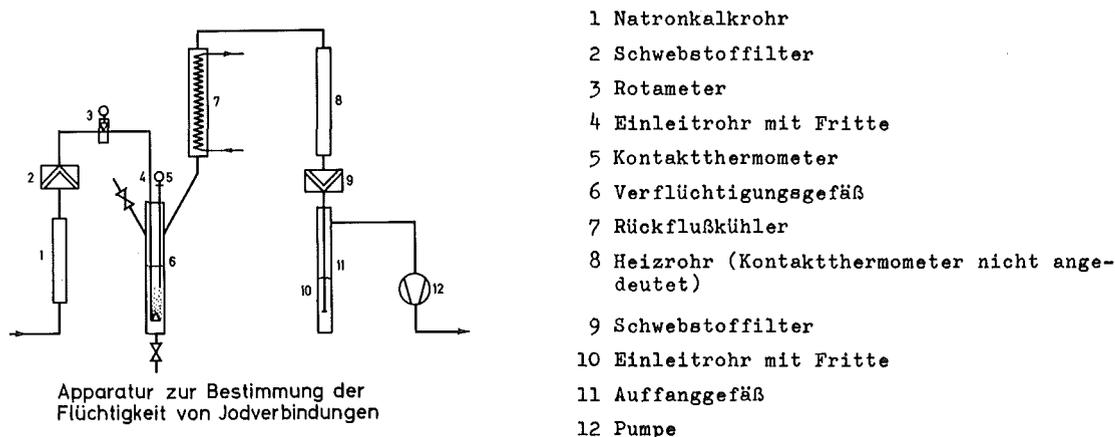
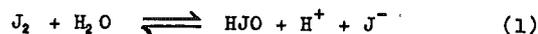


Abb. 7/11

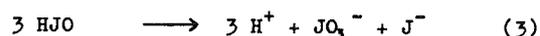
Hypoiodige Säure

Hypoiodige Säure bildet sich in Wasser durch Hydrolyse von Jod:



Für die Gleichgewichtskonstante kann man bei 25°C einen Wert von $5,4 \cdot 10^{-13}$, bei 100°C von $1,6 \cdot 10^{-10}$ annehmen. Mit steigender Temperatur nimmt also die HJO-Bildung zu. Außerdem wächst der Hydrolysegrad mit fallender J_2 -Konzentration und steigendem pH-Wert.

In Hinsicht auf die vorhandene Menge, die für einen Transport über die Gasphase zur Verfügung steht, sind Dissoziation und Zerfall von Bedeutung.

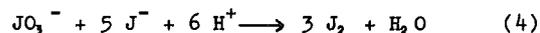


Die Dissoziationskonstante beträgt bei 25°C $2,5 \cdot 10^{11}$. Die Zerfallsgeschwindigkeit steigt mit zunehmender HJO-Konzentration und Temperatur stark an. (In kochenden JO^- -Lösungen wurde praktisch sofortiger Zerfall festgestellt).

Es wurde versucht, HJO chemisch in der Auffanglösung nachzuweisen. Um die Nachweisgrenze nicht zu unterschreiten, mußten Verflüchtigungslösungen mit relativ hohem J_2 -Gehalt verwendet werden. Aus dem oben Gesagten folgt, daß man unter dieser Bedingung nur mit einem geringen Hydrolysegrad der wässrigen Jodlösung und damit geringer Ausbeute an hypoiodiger Säure rechnen kann. Versucht man, die Ausbeute durch Steigern des pH-Wertes oder der Temperatur zu erhöhen, so vergrößert sich die Dissoziation bzw. die Zerfallsgeschwindigkeit.

Eine weitere Schwierigkeit besteht darin, daß ein Nachweis von JO^- oder JO_3^- in der Auffanglösung keinen eindeutigen Beweis für einen Transport von HJO über die Gasphase darstellt, solange ebenfalls J_2 in der Auffanglösung vorliegt. J_2 würde nämlich in der Auffanglösung nach Gleichung (1) bzw. (3) ebenfalls JO^- und JO_3^- bilden.

Es zeigte sich, daß in einer 0,01 n J_2 -Lösung, die nach



hergestellt wurde, selbst bei einem pH-Wert von 12 J_2 mit CHCl_3 mit gerade noch erkennbarer Färbung ausgeschüttelt werden konnte. Wurden derartige Lösungen als Verflüchtigungslösungen verwendet, so konnte in der Auffanglösung kein JO^- oder JO_3^- nachgewiesen werden (Luftgeschwindigkeit 50 l/h; Temperatur der Verflüchtigungslösung 20 oder 90°C; Versuchsdauer 1 h). Aus JO^- bzw. JO_3^- würde in der Auffanglösung nach J^- -Zugabe und Ansäuern J_2 entstehen (vergleiche Gleichung (4)). Durch die Jod-Stärke-Reaktion hätte eine Jodmenge von 0,1 % des insgesamt in der Verflüchtigungslösung vorhandenen Jodes nachgewiesen werden können.

Aussichtsreicher erscheinen Versuche mit geringer J_2 -Konzentration in der Verflüchtigungslösung. Unter diesen Bedingungen gibt es pH-Bereiche, in denen Jod praktisch vollständig als HJO vorliegt. Da die Flüchtigkeit in diesem Konzentrationsbereich nur unter Benutzung radioaktiv markierter Verbindungen (Nachweisempfindlichkeit) zu bestimmen ist, ist eine einwandfreie Identifizierung eventuell übergegangener hypoiodiger Säure schwierig. Entsprechende Untersuchungen werden z. Z. durchgeführt.

Jodsäure

Bestanden die Verflüchtigungslösungen aus HJO_3^- -Lösungen, so konnte, wie aus Tabelle 7/7 und 7/8 hervorgeht, in vielen Fällen JO_3^- in den Auffanglösungen nachgewiesen werden. (Nachweisgrenze mit der Jod-Stärke-Reaktion etwa 10^{-2} %). Folgende Befunde zeigen jedoch, daß dieses JO_3^- in der Auffanglösung aus J_2 gemäß Gleichung (1) und (3) gebildet wurde:

- a) Die Auffanglösungen enthielten neben JO_3^- auch J^- .
- b) In (gekühltem) CCl_4 als Auffanglösung sammelte sich J_2 an.
- c) Das Schwebstofffilter vor der Auffanglösung färbte sich gelb wie bei Adsorption von J_2 .

Das übergegangene J_2 muß durch Zerfall von HJO_3 entstanden sein. Dies steht in Gegensatz zu Literaturangaben, nach denen selbst in siedenden HJO_3 -Lösungen keine Zersetzung stattfindet.

Tab. 7/7: Jodanteil im Auffanggefäß bei Versuchen mit HJO_3 in Abhängigkeit von verschiedenen Faktoren

Luftgeschwindigkeit: 50 l/h

Konzentration des HJO_3 in der Verflüchtigungslösung: 0,1 n, pH: 1,5

Versuchsdauer: 24 h

Temperatur [°C]	Jodanteil [10^{-2} %] +)
20	-
50	-
70	3,6
70 ++)	1,4
70+++)	2,0
90	15
90 ++)	4,6
90+++)	6,7

+) bezogen auf das als JO_3^- vorliegende Jod im Verflüchtigungsgefäß

++) Verflüchtigungsgefäß gegen Lichteinfluß geschützt

+++) Stickstoff an Stelle von Luft verwendet

Tab. 7/8: Jodanteil im Auffanggefäß bei Versuchen mit HJO_3 in Abhängigkeit vom pH-Wert

Luftgeschwindigkeit: 25 l/h

Konzentration des HJO_3 in der Verflüchtigungslösung: 0,1 n

Temperatur: 90°C

Versuchsdauer: 24 h

pH-Wert	Jodanteil [10^{-2} %] +)
2,0	-
1,5	1,4
1,1	2,8
0,4	5,1

+) bezogen auf das als JO_3^- vorliegende Jod im Verflüchtigungsgefäß

Wie aus Tab. 7/7 u. 7/8 ersichtlich, nimmt der Anteil an übergegangenem Jod mit steigender Temperatur und Luftgeschwindigkeit sowie fallendem pH-Wert zu. Bei geringer Lichtintensität und Abwesenheit von Sauerstoff ist der Anteil relativ gering.

Perjodsäure

Wurden Lösungen von H_2JO_6 ($HJO_3 \cdot 2 H_2O$) als Verflüchtigungslösungen eingesetzt, so ließ sich unter den oben bei HJO_3 angegebenen Bedingungen kein Jod im Auffanggefäß feststellen. Das gleiche gilt für Versuche mit 1 n H_2JO_6 -Lösungen. Die Gelbfärbung des Schwebstoff-Filters vor der Auffanglösung ließ jedoch auf einen geringen Transport von J_2 über die Gasphase schließen. Dies wurde durch einen Versuch mit einer 1 n H_2JO_6 -Lösung, in dem kein Schwebstoff-Filter und eine CCl_4 -Lösung als Auffanglösung verwendet wurde, bestätigt: In der CCl_4 -Lösung wurde eine durch Färbung gerade noch nachweisbare Menge an J_2 festgestellt.

7.3.3. Vor Ort-Prüfung von Jodfilteranlagen in Kernkraftwerken

K. Gerlach, J.G. Wilhelm

Im Berichtsjahr wurden 8 Jodfilteranlagen in den Kernkraftwerken Atucha (Argentinien), Geesthacht, Obrigheim, Stade und auf dem KFS "Otto Hahn" geprüft. Die begleitenden Untersuchungen der Original-Aktivkohlechargen wurden unter simulierten Störfall-Bedingungen im Labor durchgeführt.

Die Technik der Vor Ort-Prüfungen und Laboruntersuchungen wurde ausführlich in (WILHELM, J.G., DILLMANN, H.G., GERLACH, K. "Prüfung von Jodfilteranlagen", Seminar über Jodfilter und ihre Prüfung, Kommission der Europäischen Gemeinschaften, Kernforschungszentrum Karlsruhe, 4. - 6. Dezember 1973) beschrieben, eine ausführliche zusammenfassende Darstellung der Ergebnisse erfolgte in (WILHELM, J.G., GERLACH, K. "Ergebnisse und Erfahrungen aus der Untersuchung von Jodfiltern", Seminar über Jodfilter und ihre Prüfung, Kommission der Europäischen Gemeinschaften, Kernforschungszentrum Karlsruhe, 4. - 6. Dezember 1973).

Tab. 7/9: Ergebnisse der Vor Ort-Prüfungen und begleitende Laboruntersuchungen der Aktivkohle unter simulierten Störfallbedingungen

Nr.	Filtertyp	Vor Ort-Prüfungen							Laboruntersuchungen			
		Kohlevolumen (l)	Volumenstrom (m ³ /h)	Verweilzeit (s)	Art des Prüfmediums	r. F. (%)	Temp. (°C)	Abscheidegrade (%)	Prüfmedium	r. F. (%)	Temp. (°C)	Abscheidegrade (%)
1	Schüttbettfilter	1000	3700	1	CH ₃ J	38	23	99,9998	CH ₃ J	~100	30	99,4
2	Schüttbettfilter	1000	3000	1	CH ₃ J	82	26	99,9999	CH ₃ J	~100	31,2	99,993
3	4 Filterzellen	200	2000	0,4	CH ₃ J	28 ^{*)}	23	99,92	-	-	-	-
4	22 Filterzellen	1100	10500	0,4	CH ₃ J	36	26	99,99	-	-	-	-
5	Ringschüttbettfilter	200	600	1	CH ₃ J	70	24	93,3	-	-	-	-
6	Schüttbettfilter	1000	3000	1	CH ₃ J	55	22	99,9997	CH ₃ J	~100	31,2	99,6
7	Schüttbettfilter	400	500	2	CH ₃ J	28	35	99,99995	CH ₃ J	~100	31,2	99,6
8	Schüttbettfilter	400	500	2	CH ₃ J	28	35	99,99992	CH ₃ J	~100	31,2	99,6

^{*)} Trockenanlage in Betrieb

8. Meteorologie

8.1 Statistische Auswertungen

H. Dilger, K. Nester, S. Vogt

8.1.1 Windrichtung und Windgeschwindigkeit

Die richtungsabhängige Verteilung der Windgeschwindigkeit im Jahre 1972/73 wurde für die Höhen 60 m, 100 m und 200 m berechnet. Abbildung 8/1 zeigt als Beispiel die Ergebnisse für 60 m Höhe.

Die höchsten Windgeschwindigkeiten treten in den Häufigkeitsmaxima der Richtung auf; allerdings ist der Anteil der Winde mit einer Geschwindigkeit größer als 8 m/s im ersten und zweiten Nebenmaximum gering. Bemerkenswert ist, daß hohe Windgeschwindigkeiten vorwiegend zwischen 210° und 270° auftreten. Schwache Winde ($\bar{v} \leq 2$ m/s) sind zwischen 0° und 180° häufiger als zwischen 180° und 360° .

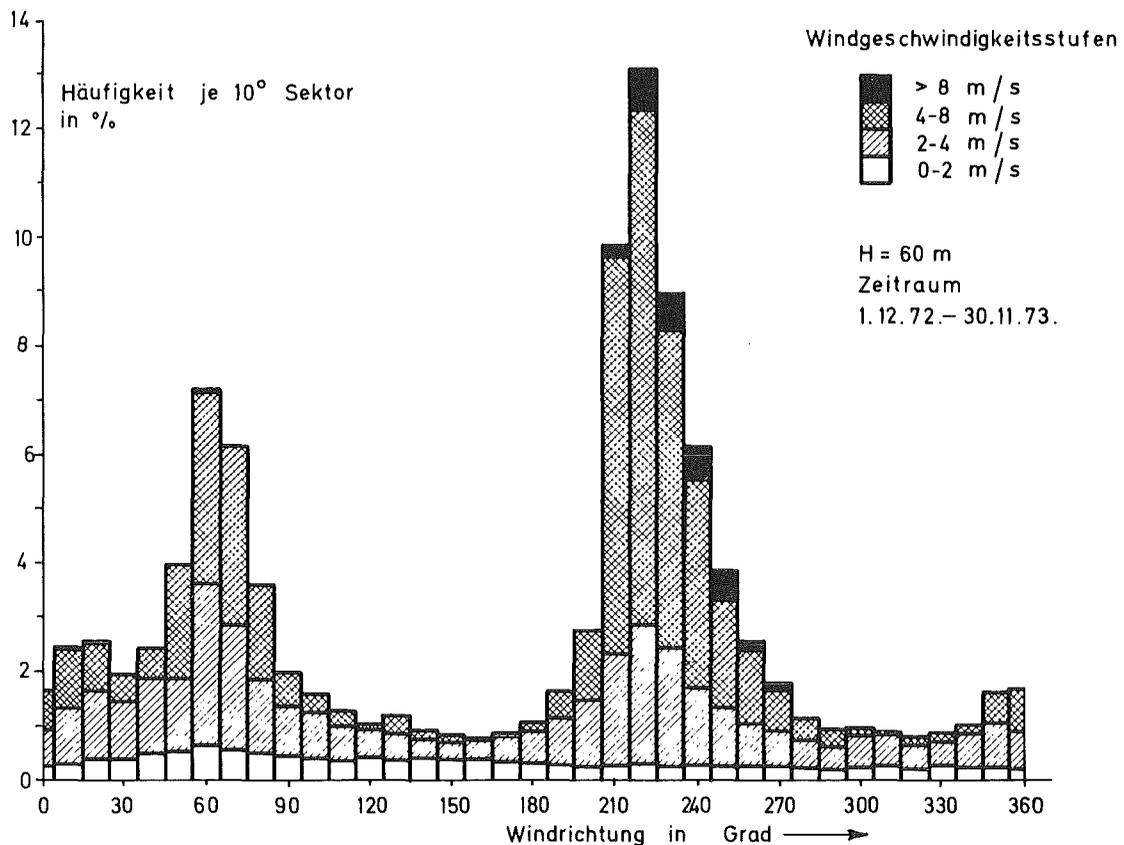


Abb. 8/1 RICHTUNGSABHÄNGIGE WINDGESCHWINDIGKEITSVERTEILUNG

Mit Hilfe der 10-Min-Mittelwerte der Windgeschwindigkeit wurde für 10 Meßhöhen die Geschwindigkeitsverteilung im Jahre 1972/73 erstellt. Abbildung 8/2 zeigt die Verteilung für vier Höhen als Funktion der Geschwindigkeitsstufe. Zur besseren Übersicht wurden diese, anstatt in der korrekten Form von Treppenkurven, als Streckenzüge gezeichnet; die Verbindungslinien dienen lediglich der Kennzeichnung der Meßhöhe.

Hervorzuheben sind die Zunahme des Häufigkeitsmaximums von 1-2 m/s in 20 m Höhe bis auf 6-7 m/s in 200 m Höhe, sowie die schnelle Abnahme der Schwachwinde und Windstil-

len mit zunehmender Meßhöhe.

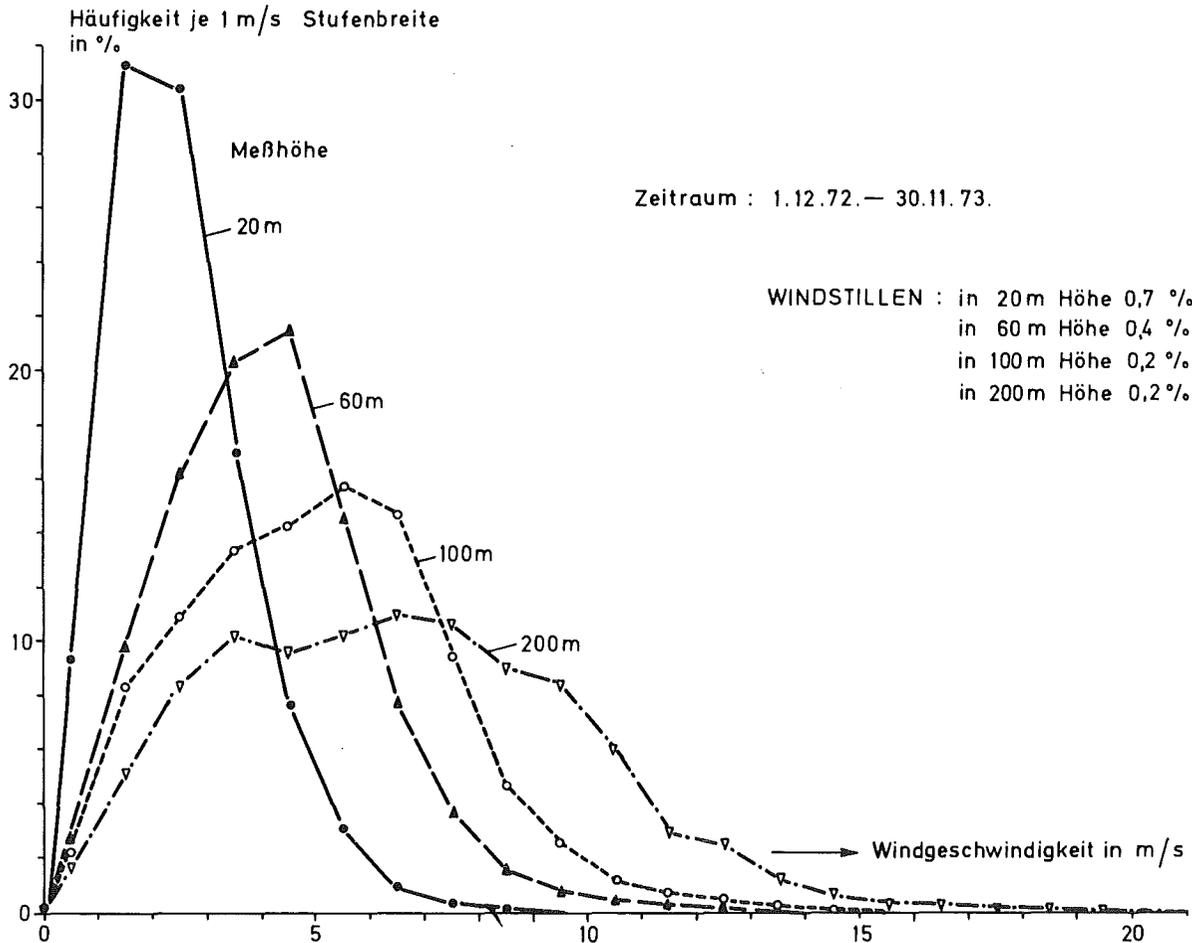


Abb: 8/2 HÖHENABHÄNGIGES WINDGESCHWINDIGKEITSSPEKTRUM

Für die Ausbreitung von radioaktiven Stoffen bei Störfällen ist es wichtig, wie lange die Windrichtung in einem Sektor mit gegebenem Öffnungswinkel verbleibt. Für diese Beständigkeitsuntersuchung wurden Messungen der 10-Min-Mittelwerte aus den Jahren 1972 und 1973 in der Höhe 60 m verwendet. In Abbildung 8/3 sind die Isolinien der Summenhäufigkeit dargestellt. Als Scharparameter wurden Öffnungswinkel von 20° bis 180° gewählt. Man erkennt eine starke Abnahme der Windrichtungsbeständigkeit von einer halben Stunde bis etwa zu einem Tag. Wird ein Sektor mit einer Öffnungsbreite von 90° vorgegeben, so bleibt in nur 12 % aller Fälle die Windrichtung länger als 24 Stunden in diesem Sektor; schon nach wenig mehr als 5 Stunden dreht der Wind in der Hälfte aller Fälle aus diesem Sektor heraus.

Bei der Durchführung von Ausbreitungsexperimenten ist es wünschenswert, daß die mittlere Windrichtung für Versuche mit der Ausbreitungskategorie A,B,C oder D etwa über 3 Stunden und für Versuche der Kategorie E und F etwa über 4 Stunden innerhalb eines Sektors von 30° Breite bleibt. Dies ist in nur 28 % bzw. 21 % aller Fälle erfüllt. Die Beständigkeit ist allerdings tatsächlich etwas besser, da zu berücksichtigen ist, daß die Abfrage auf Andauer der Beständigkeit abgebrochen wurde, sobald die Windrichtung auch nur kurzfristig um mehr als ein Grad aus der vorgegebenen Sektorbreite herausdreht. In einer anders aufgebauten Untersuchung /23/ wurden et-

was veränderte Werte der Beständigkeit der Windrichtung berechnet.

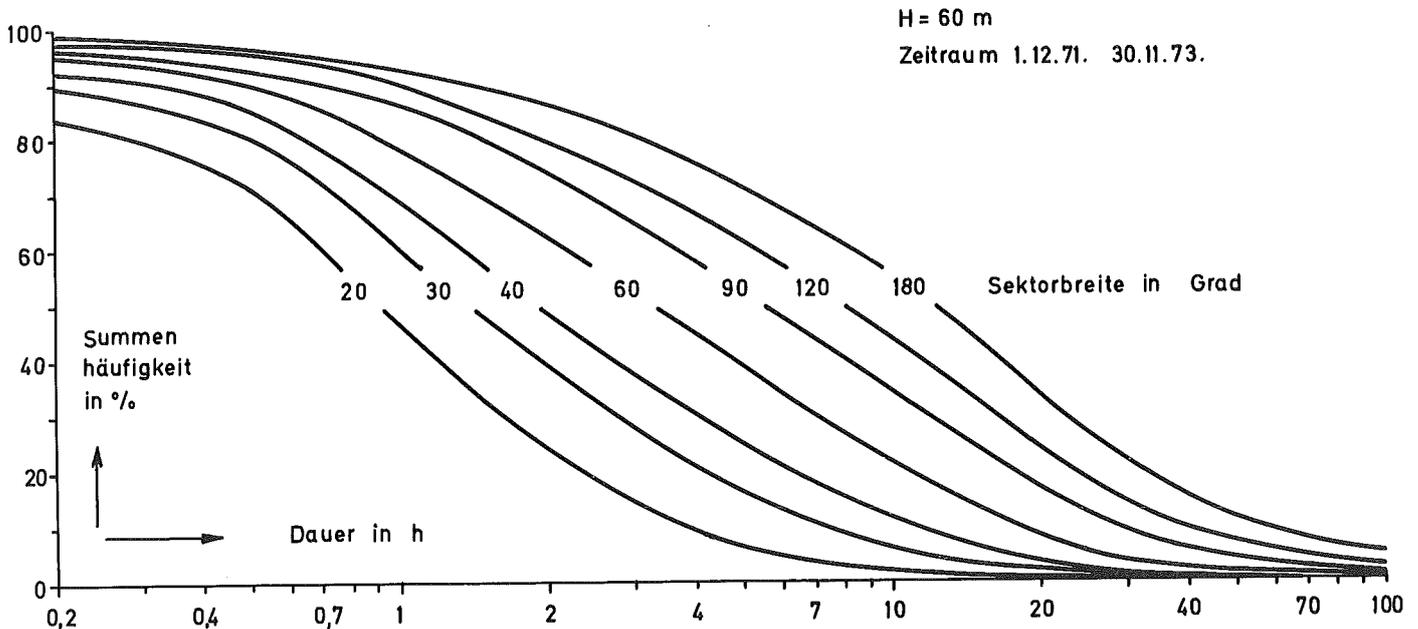


Abb. 8/3 WINDRICHTUNGSBESTÄNDIGKEIT

8.1.2 Temperatur und Temperaturgradient

Für die Höhen 2 m, 30 m, 60 m, 100 m, 130 m, 160 m und 200 m wurde aus den 10-Min-Werten der Temperatur der mittlere Tagesgang, aufgeschlüsselt nach Jahreszeiten, berechnet. Zur besseren Übersicht sind in Abbildung 8/4 nur die Verhältnisse in 2 m und in 200 m Höhe wiedergegeben. Die Zeiten der Temperaturextrema und die Schwankungsbreite, d.h. die Differenz zwischen Maximum und Minimum zeigen eine höhenabhängige Tendenz. Im Winter ist der Tagesgang infolge des niederen Sonnenstandes und der Bewölkung sehr gedämpft. Die tägliche Schwankung beträgt in 2 m Höhe nur etwa $3,6^{\circ}\text{C}$, in 200 m Höhe bleibt sie unter $2,0^{\circ}\text{C}$. Im Sommer dagegen ist der tägliche Temperaturgang deutlich ausgeprägt. Die tägliche Schwankungsbreite zwischen morgendlichem Minimum und nachmittäglichem Maximum beträgt im Mittel $10,3^{\circ}\text{C}$ (2 m Höhe) bzw. 6°C (200 m Höhe).

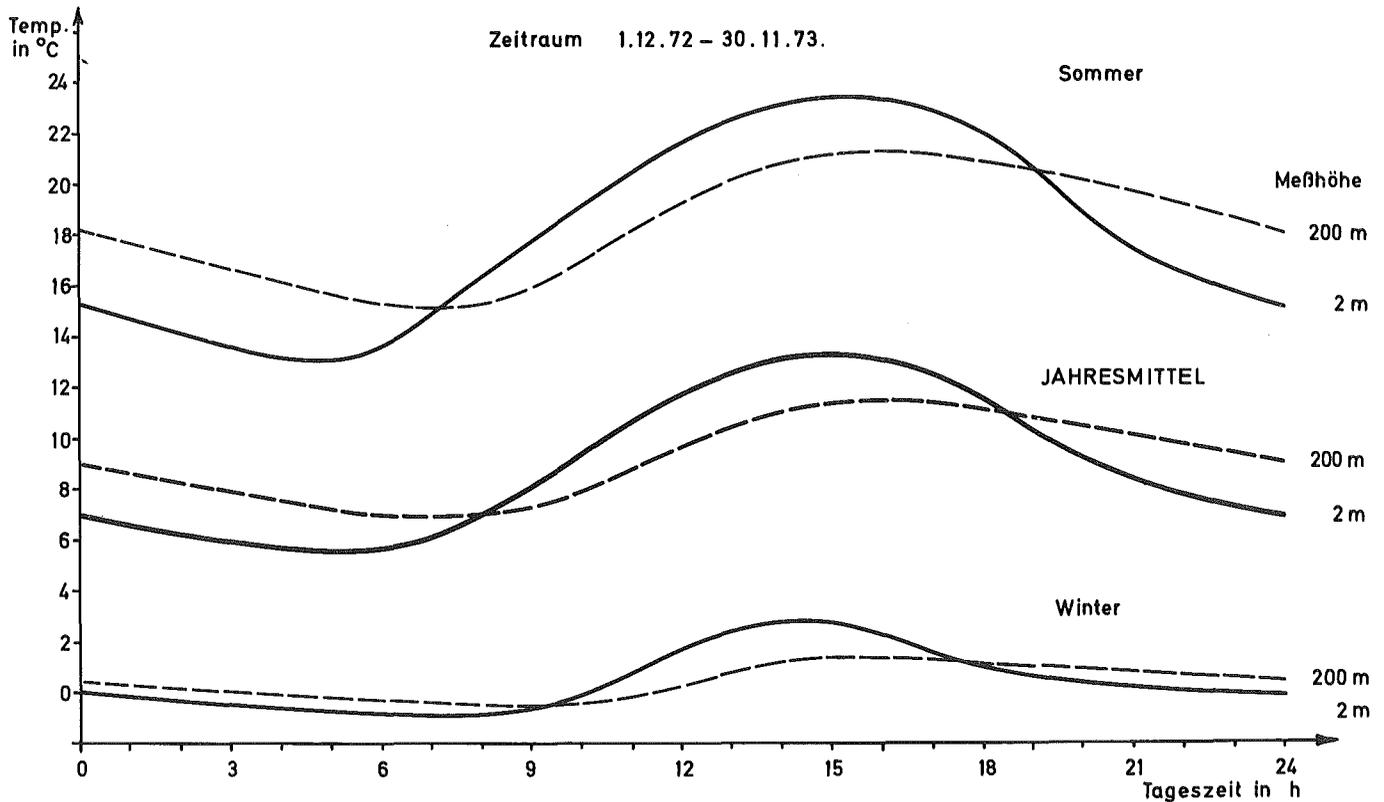


Abb. 8/4 MITTLERER TAGESGANG DER TEMPERATUR

Zur Berechnung des Temperaturgradienten in Abhängigkeit von der Höhe standen die Temperaturdifferenzen zwischen den Höhen 2 m und 30 m, 30 m und 60 m, 60 m und 100 m, 100 m und 130 m, 130 m und 160 m, 160 m und 200 m zur Verfügung. Für die Aufstellung der Häufigkeitsverteilung vom 1.12.72 bis 30.11.73 ergab sich ein Kollektiv von 52 560 Werten pro Höhenstufe. Für jede Höhenstufe wurden Temperaturgradienten in Klassen von $0,5^{\circ}\text{C}/100\text{ m}$ eingeordnet. In Abbildung 8/5 ist das Ergebnis in Form von Isolinien der Summenhäufigkeit dargestellt. Etwa ab 140 m Höhe verlaufen die Isolinien nahezu senkrecht, d.h. die Häufigkeitsverteilung der Gradienten ändert sich nur noch wenig mit der Höhe. In tieferen Schichten fächern die Isolinien zur stabilen Seite stärker auf als zur labilen Seite. Aus thermodynamischen Gründen sind stark negative Gradienten über längere Zeit nicht beständig. Da aber jeder einzelne 10-Min-Wert in der Häufigkeitsverteilung berücksichtigt wird, kommen in 20 m Höhe Gradienten kleiner als $-3,0^{\circ}\text{C}/100\text{ m}$ vor. Der in Abbildung 8/5 ablesbare Wert von 5 % ist allerdings zu groß. Da der Gradient zwischen 2 m und 30 m Höhe bei den dem Betrage nach großen Werten nicht wie hier angenommen, konstant ist, sondern in den bodennäheren Schichten stark negative Werte annehmen kann, werden die Überschreitungshäufigkeiten für die sehr labilen Gradienten in der Schicht um 20 m Höhe überschätzt.

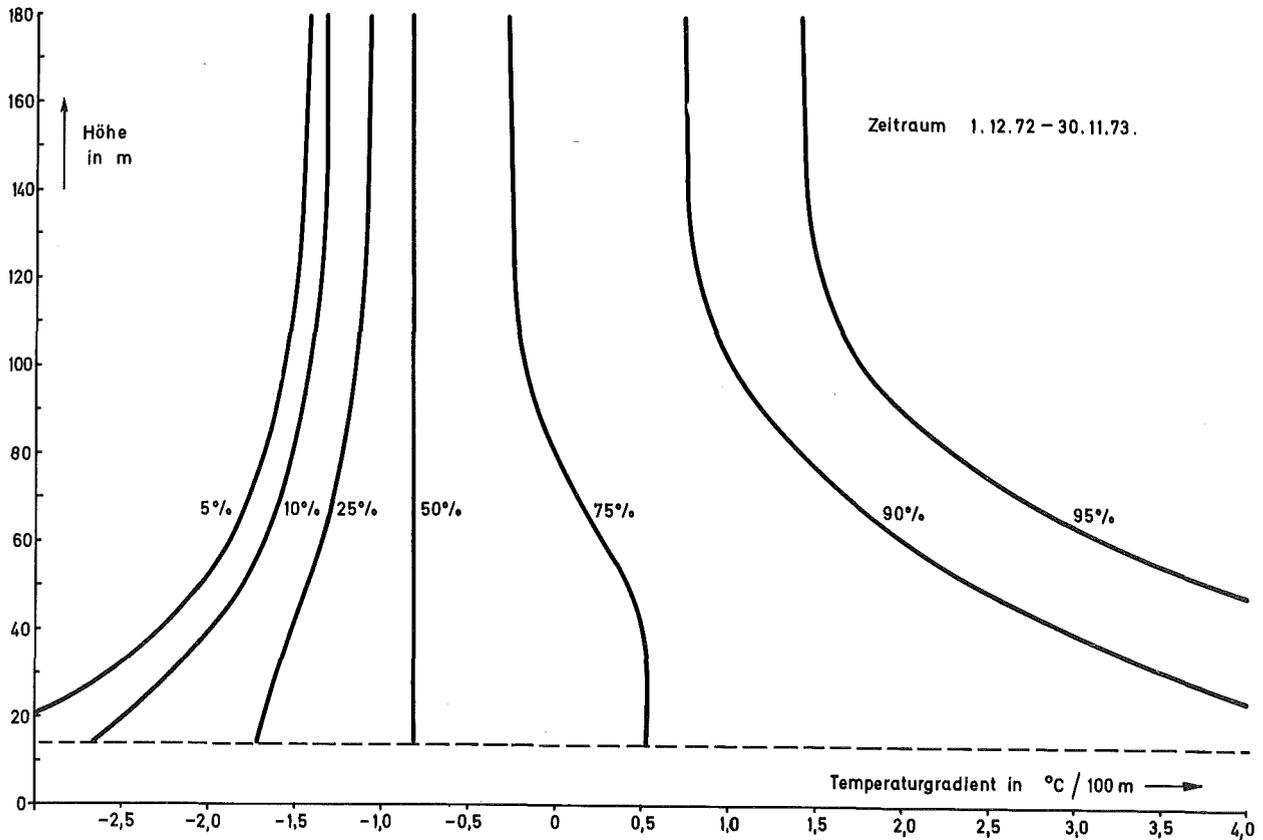


Abb. 8/5 SUMMENHÄUFIGKEIT DES TEMPERATURGRADIENTEN

8.1.3 Höheninversionen

Häufigkeit und Dauer von Höheninversionen (Inversionen, deren Untergrenze über dem Boden liegt) wurden für den Zeitraum 1.12.72 bis 30.11.73 aus den Temperaturen in 2 m, 50 m, 60 m, 100 m, 130 m, 160 m und 200 m berechnet (Näheres siehe /17/). Die Auswertung lieferte Höheninversionen in 3,4 % des Auswertezitraumes. Dabei ist der um die Ausfallzeiten von 12,7 % reduzierte Zeitraum gleich 100 % gesetzt. Die tageszeitliche Verteilung der Höheninversionen im Vergleich zu den Bodeninversionen zeigt Abb. 8/6. Die Höheninversionen setzen sich aus 233 Höheninversionsfällen mit Beständigkeiten zwischen 0,5 und 7 h zusammen. Als ein Höheninversionsfall wird das zeitlich ununterbrochene Vorhandensein einer Höheninversion bezeichnet. Die Beziehungen zwischen der Überschreitungshäufigkeit und der Beständigkeit zeigt Abb. 8/7. Höheninversionen mit Untergrenzen über 100 m herrschten in 57 % der gesamten Höheninversionsdauer.

Die Ergebnisse unterscheiden sich nicht wesentlich von denjenigen des Vorjahres (siehe /17/). Eine Beständigkeit von 16,5 h, wie in 1972, wurde im Jahre 1973 allerdings nicht erreicht. Es ist deshalb anzunehmen, daß es sich bei derart großen Beständigkeiten um extrem seltene Fälle handelt, was auch dadurch zum Ausdruck kommt, daß 1972 der Fall mit der nächst kleineren Beständigkeit bei 5,5 h lag.

Letzteres entspricht dem Ergebnis dieses Jahres.

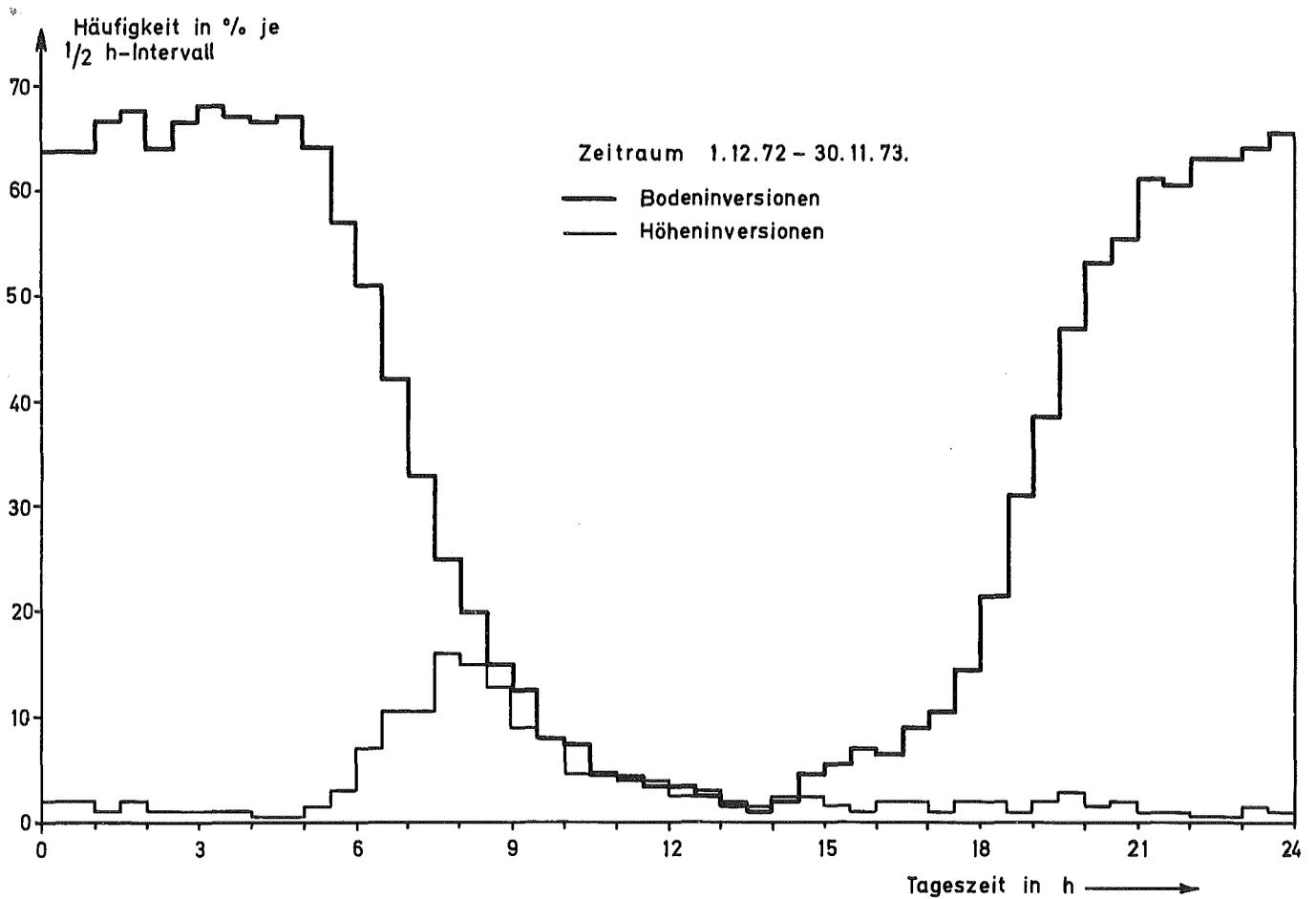


Abb. 8/6 MITTLERER TAGESGANG DER HÖHEN- UND BODENINVERSIONEN

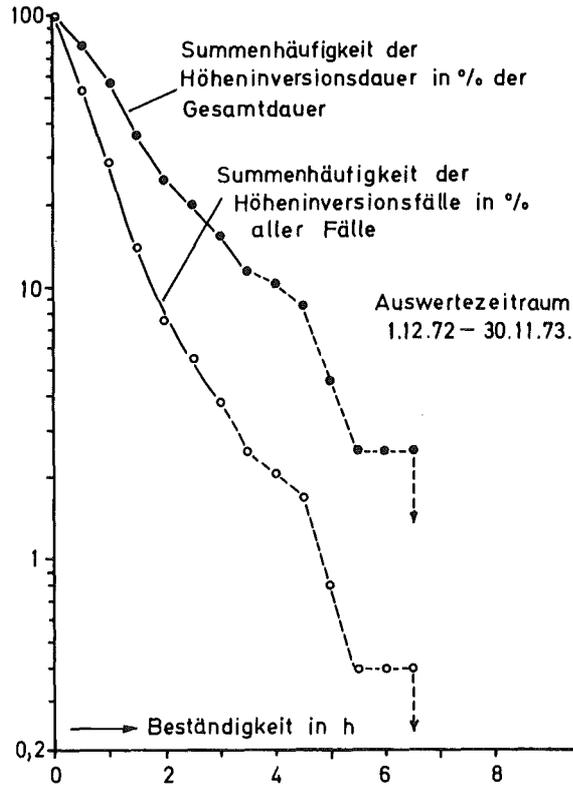


Abb. 8/7 HÄUFIGKEIT UND BESTÄNDIGKEIT VON HÖHENINVERSIONEN

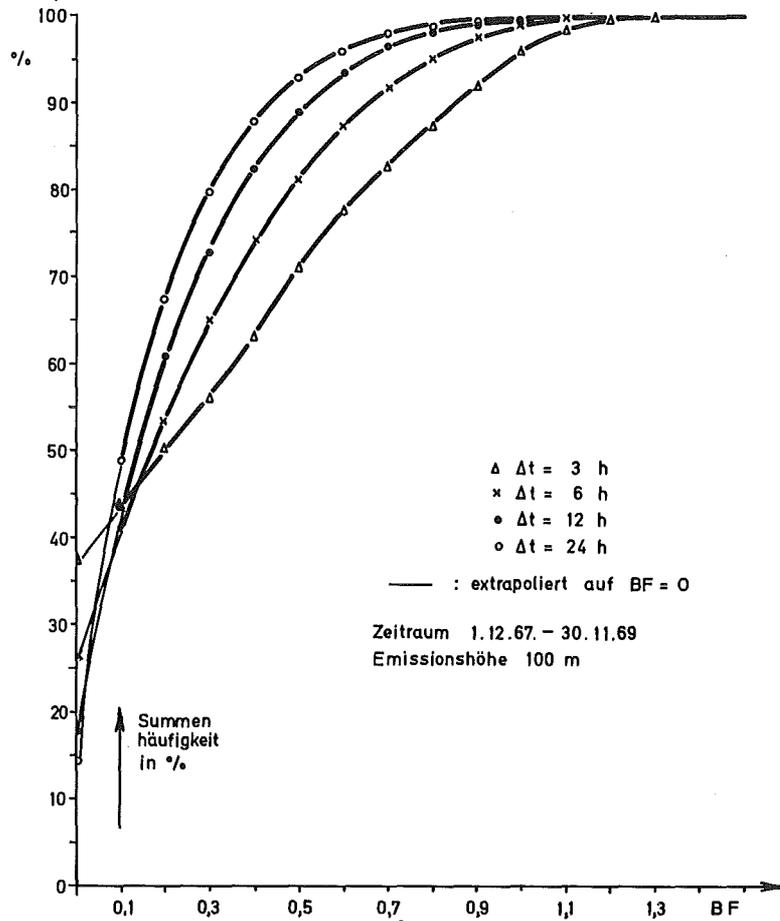


Abb. 8/8 SUMMENHÄUFIGKEIT DES BESTÄNDIGKEITSFAKTORS BF IN ABHÄNGIGKEIT VON DER ZEIT Δt

8.1.4 Konzentrationsbeständigkeit

Bei Überlegungen zur Gefährdung der Umgebung nach Reaktorstörfällen geht man meist von konstanten Ausbreitungsbedingungen über die Dauer des Störfalls aus. Eine solche Annahme ist im allgemeinen nicht gerechtfertigt. Je nach der Dauer des Störfalls kann durch die Änderung der Ausbreitungsbedingungen die Verteilung der radioaktiven Abgase in der Umgebung des Reaktors wesentlich verbessert werden. Um den Verteilungseffekt abzuschätzen, wird ein Beständigkeitsfaktor BF definiert, der das Verhältnis der mittleren Konzentration an einem Aufpunkt nach Ablauf der ersten Stunde zur Maximalkonzentration in der ersten Stunde darstellt. Als Aufpunkt wird der Ort des Konzentrationsmaximums der 1. Stunde gewählt.

$$BF = \frac{i = \frac{\Delta t}{\Delta t_0} \sum_{i=2} K_i (X_{\max_1}, Y_{\max_1})}{\left(\frac{\Delta t}{\Delta t_0} - 1\right) K_1}$$

Der Wert BF ist gleich Null, wenn am Aufpunkt nach der 1. Stunde die Konzentration für die Dauer der Emission auf 0 absinkt. Bei BF = 1,0 dagegen ist die mittlere Konzentration über den Zeitraum Δt gleich derjenigen der ersten Stunde. Für eine störfallbedingte Emission von Schadstoffen mit gleichbleibender Quellstärke über den Zeitraum Δt wurde die Statistik von BF für verschiedene Zeiten Δt berechnet. Ausgehend vom ersten Termin des Auswertezitraumes wurde der Anfangszeitpunkt jeweils um 1 Stunde verschoben. Durch dieses Verfahren werden alle Fälle des Auswertezitraumes berücksichtigt. Zur Berechnung der Konzentration wurde das Modell der Gaußverteilung verwendet. Es wurde eine Kaminhöhe von 100 m angenommen. Der Auswertezitraum umfaßt zwei Jahre. Aus dem Diagramm Abb. 8/8 läßt sich ablesen, daß z.B. bei 24-stündiger Emission in 93 % aller Fälle die mittlere Konzentration in den letzten 23 Stunden weniger als die Hälfte derjenigen während der ersten Stunde beträgt. Abb. 8/8 zeigt, daß eine Abschätzung der Strahlenbelastung der Umgebung bei einem Störfall aufgrund der Annahme konstanter Ausbreitungsbedingungen sehr häufig eine beträchtliche Überschätzung darstellt. Die Fälle, in denen eine Unterschätzung vorkommt (BF > 1), sind dagegen fast vernachlässigbar.

8.1.5 Horizontal- und Vertikalfluktuation der Vektorfahne

Für den Zeitraum November 1972 - Oktober 1973 wurde die Korrelation zwischen der Horizontal- und Vertikalfluktuation in 100 m Höhe berechnet. Als Maß für die Fluktuationen wurden die σ_{HOR} - und σ_{VER} -Werte des Sigmameters (Sampling time 3 min) der Vektorfahne benutzt. Es wurden 34 595 Wertepaare der Mittelwerte über 10 Minuten ausgewertet. Abb. 8/9 zeigt die Streuung der σ_{HOR} -Werte für einen σ_{VER} -Bereich von jeweils 1 Grad in Summenhäufigkeitsdarstellung. Ist beispielsweise $1^\circ < \sigma_{\text{VER}} < 2^\circ$, dann ist in 55 % aller Fälle $1,3^\circ < \sigma_{\text{HOR}} < 2,8^\circ$, und in 90 % aller Fälle $1,3^\circ < \sigma_{\text{HOR}} < 10,2^\circ$. Die Darstellung zeigt, daß ein relativ gut ausgeprägtes Korrelationsmaximum besteht, mit einer größeren Streuung zu höheren σ_{HOR} -Werten. Darin kommt zum Ausdruck, daß die σ_{HOR} -Werte in ungefähr 30 % aller Fälle durch Drehung oder sprungartige Änderung der Windrichtung erhöht sind. Obwohl der Korrelationskoeffizient mit 0,77 relativ gut ist, muß in diesen Fällen die Entkoppelung von σ_{HOR} und σ_{VER} beachtet werden. Mittelwerte über 30 Minuten bringen nur geringe Veränderungen des Korrelationskoeffizienten und der Summenhäufigkeitskurven. Für die Beurteilung

des Turbulenzzustandes der Atmosphäre wird in Zukunft σ_{VER} herangezogen werden, weil hier die Verfälschung durch Windrichtungsänderungen entfällt.

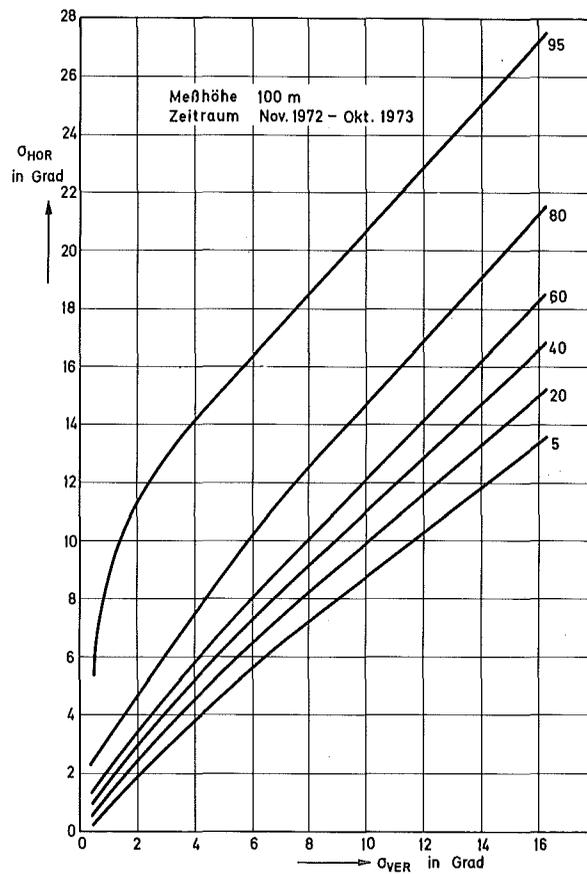


Abb. 8/9 SUMMENHÄUFIGKEIT P DER σ_{HOR} -WERTE BEI EINEM σ_{VER} -BEREICH VON 1°

Für den gleichen Zeitraum wurde die Korrelation des Temperaturgradienten zwischen 30 m und 100 m und des Sigmawertes σ_{VER} der Vektorfahne in 100 m Höhe für verschiedene Windgeschwindigkeitsstufen in 40 m Höhe berechnet. Diese Zuordnung dient dazu, die Einteilung des Temperaturgradient-Windgeschwindigkeitsfeldes nach Diffusionskategorien durch eine Turbulenzmeßgröße vorzunehmen. Für die Auswertung wurden 33831 Wertepaare (Mittelwerte über 10 Minuten) herangezogen. Abb. 8/10 zeigt für den Mittelwert der σ_{VER} -Verteilung die Linien gleicher Fluktuation. In den Bereichen, in denen die Linien gestrichelt sind, ist zwar der qualitative Verlauf gesichert; aber für exakte Angaben ist die Zahl der Fälle zu gering. So können sich die Horizontalen im stabilen Bereich um $\pm 0,2$ m/s, die Schnittpunkte der Isolinien mit der Temperaturgradientenachse um $\pm 0,04^\circ\text{C}/100$ m verschieben. Bei $\sigma_{\text{VER}} = 7^\circ$ tritt die geringste Änderung des Temperaturgradienten mit zunehmender Windgeschwindigkeit ein. Dieser Sigmawert kann somit der neutralen Diffusionskategorie zugeordnet werden.

Bei der weiteren Zuordnung wurden die treppenförmigen Abgrenzungen der einzelnen Kategorien nach den Angaben von Polster [G. Polster, Erfahrungen mit Strahlungs-, Temperaturgradient- und Windmessungen als Bestimmungsgrößen der Diffusionskategorien. Meteorologische Rundschau, 22(1969) 170-175] durch kontinuierlich gekrümmte Kurven derart ersetzt, daß die Gebiete der einzelnen Kategorien möglichst flächentreu blieben. Diese Zuordnung ließ sich gut im labilen Bereich durchführen; im stabilen Bereich ergab sich jedoch eine abweichende Einteilung, siehe die folgenden Kategorienbereiche:

A:	13°	$< \sigma_{\text{VER}}$
B:	10°	$< \sigma_{\text{VER}} \leq 13^\circ$
C:	8°	$< \sigma_{\text{VER}} \leq 10^\circ$
D:	$3,5^\circ$	$< \sigma_{\text{VER}} \leq 8^\circ$
E:	$1,5^\circ$	$< \sigma_{\text{VER}} \leq 3,5^\circ$
F:		$\sigma_{\text{VER}} \leq 1,5^\circ$

Wichtig ist die Streubreite der Temperaturgradient- σ_{VER} -Korrelation. Für $\sigma_{\text{VER}} = 6^\circ$ bzw. 12° ist die mittlere Streubreite schraffiert eingezeichnet. Innerhalb dieses Bereichs liegen 68 % der Werte, für die $\sigma_{\text{VER}} = 6^\circ$ bzw. 12° ist. Die Streuung reicht für den Wert in der D-Kategorie bis nach B und für den Wert in der B-Kategorie bis nach A und D. Die restlichen 32 % sind noch weiter gestreut. Durch eine Erhöhung des Mittelungszeitraumes von 10 Minuten auf 30 Minuten erniedrigt sich die mittlere Streubreite nur um 16 %. Eine Einteilung der Diffusionskategorie nach Windgeschwindigkeit und Temperaturgradient kann somit nur zu statistischen Zwecken herangezogen werden. Zur Beurteilung einer Einzelsituation ist diese Methode nur bedingt geeignet.

8.1.6 Ausbreitungsklimatologischer Standortvergleich

Die Untersuchung der Frage, inwieweit die im Kernforschungszentrum Karlsruhe gemessenen meteorologischen Daten repräsentativ sind für die Rheinebene hinsichtlich der Ausbreitung von Schadstoffen, wurde im Sommer 1973 begonnen. Die Bereitstellung des Datenmaterials dauert noch an. Es werden im wesentlichen die meteorologischen Daten verwendet, die der Deutsche Wetterdienst an verschiedenen Stationen im oberen Rheintal mißt. Eine Untersuchung (S. Vogt, Ausbreitungsklimatologischer Standortvergleich, ASS-Bericht 170, Aug. 1973, nicht veröffentlicht) anhand der Daten von nur vier Stationen (Frankfurt, Darmstadt, Mannheim und Freiburg) ergab folgende vorläufigen Ergebnisse:

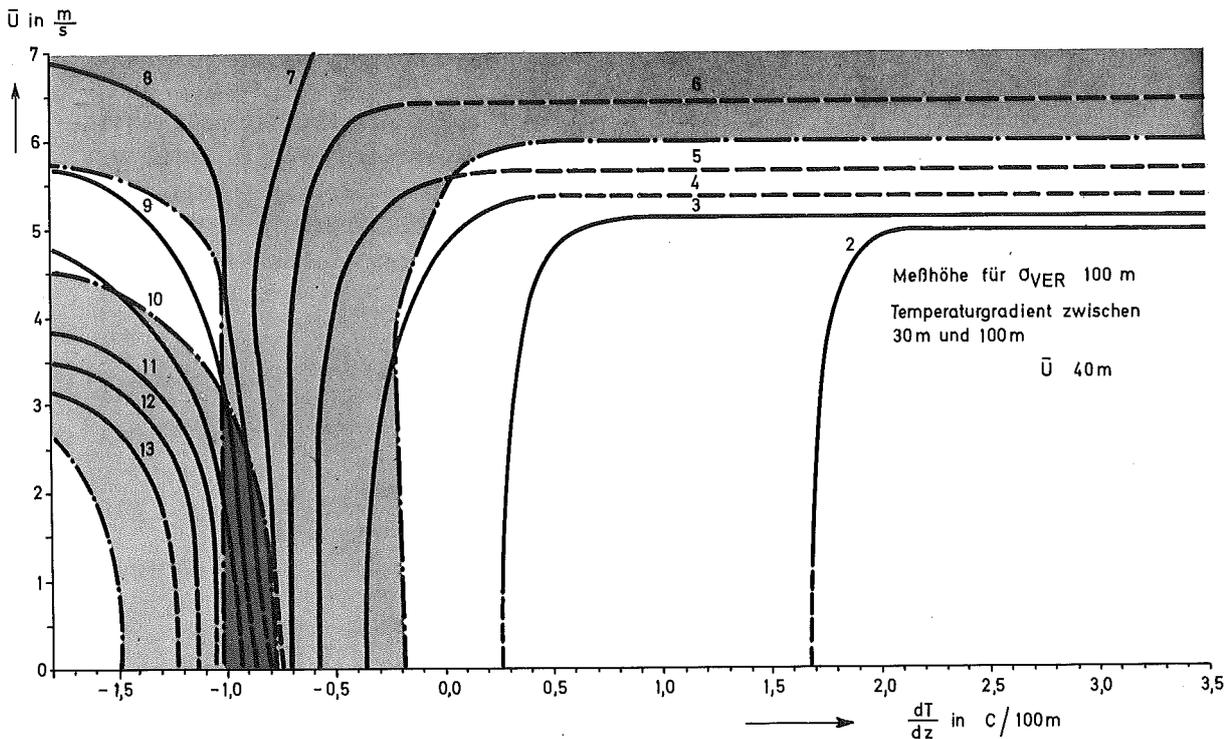


Abb. 8/10. ISOLINIEN DER VERTIKALFLUKTUATION σ_{VER} IM TEMPERATURGRADIENT-WINDGESCHWINDIGKEITSFELD

- I. Die Unterschiede der Windrichtungsverteilung zwischen den einzelnen Stationen sind beträchtlich.
- II. Unterschiede in der Windgeschwindigkeitsverteilung sind deutlich zu erkennen.
- III. Die Häufigkeitsverteilungen der Ausbreitungsklassen, die das Ausbreitungsverhalten der Atmosphäre beschreiben, zeigen dagegen nur geringe Unterschiede.
- IV. Unter Berücksichtigung von I bis II kann festgestellt werden, daß zwar gewisse Differenzierungen im Ausbreitungsverhalten der Atmosphäre im Rheintal erkennbar sind, daß aber ein Untersuchungszeitraum von nur einem Jahr noch keine allgemeingültigen Schlüsse zuläßt. Die Untersuchung wird auf mehr Stationen und über einen Zeitraum von mindestens fünf Jahren ausgedehnt.

8.2 Instrumentierung

H. Dilger

Im Jahre 1973 wurde der Ausbau der Instrumentierung vorläufig abgeschlossen. Es wurden einzelne Maßnahmen durchgeführt, um die Ausfall- und Wartungszeiten zu verringern.

8.2.1 Windfahnen und Anemometer

Die Windfahnen sind die zuverlässigsten der verwendeten meteorologischen Meßwertgeber. Ihre durchschnittliche Standzeit liegt bei 3 Jahren.

Die mittlere Standzeit der Anemometer in Normalausführung mit Stahlkugellager beträgt 16 Monate. Der Einbau von elektrischen Entladungsspitzen brachte keine Erhöhung der Lebensdauer der Kugellager. Ob der Einbau von rostfreien Kugellagern eine Verbesserung bringt, läßt sich noch nicht sagen, da die Prüfzeit zu kurz ist. Um das Verhalten der Anemometer im Schwachwindbereich prüfen zu können, wurde ein Versuchsstand aufgebaut, s. Abb. 8/11.

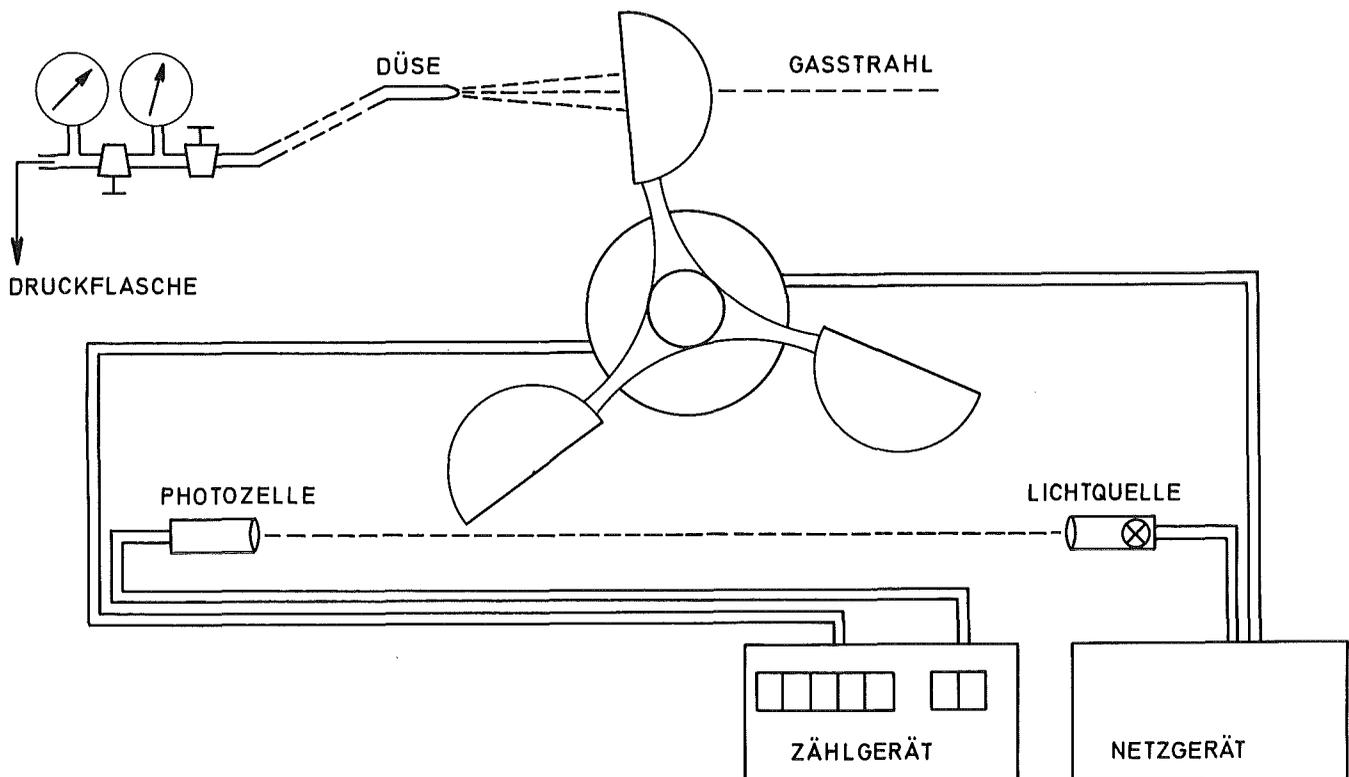


Abb. 8/11 SCHEMA DER TESTANORDNUNG

In diesem werden die Anemometer durch einen Gasstrahl in Rotation versetzt. Es werden abwechselnd das zu prüfende Gerät und ein Eichgerät in die Prüfsituation gebracht und die Impulsfrequenz des elektro-optischen Verstärkers gemessen. Im Bereich $0,4 \div 1$ m/s kann die zu einer Impulsfrequenz gehörende Geschwindigkeit auf ± 5 cm/s genau bestimmt werden. Auf diese Weise können Geräte mit zu großer Lagerreibung erkannt werden. Nach dem Einbau neuer Kugellager müssen etwa 10 % der Geräte nochmals in die Werkstatt geschickt werden, weil die Reibung zu groß ist. Mit einer Lichtschranke wird gleichzeitig die Drehfrequenz des Schalensterns gemessen. Damit werden die Linearität des elektro-optischen Verstärkers und die Güte der Schlitzscheibe überprüft.

8.2.2 Vektorfahne

Im Laufe des Jahres 1973 wurde zusätzlich zur Vektorfahne in 100 m Höhe ein Gerät in 40 m Höhe angebracht. Es soll dazu dienen, den Turbulenzzustand in der Nähe der Waldoberfläche zu messen. Das Fluktuationsverhalten der Vektorfahne und einer Einkomponenten-Fahne in 100 m Höhe wurden verglichen. Dazu wurde die mittlere quadratische Abweichung σ über eine Meßzeit von jeweils 10 Minuten aus 150 Einzelwerten berechnet. Die alle 4 Sekunden anfallenden Momentanwerte können durch ein spezielles Rechenprogramm auf Lochstreifen ausgegeben werden. Es wurden insgesamt 12 Perioden mit je 12 Meßzeiten ausgewertet. Es zeigte sich, daß die Einkomponenten-Fahne größere Sigmawerte ($\sigma_{L\text{AMM}}$) liefert als die Vektorfahne ($\sigma_{H\text{ORM}}$). Die Abweichungen werden mit abnehmendem $\sigma_{H\text{ORM}}$ größer, bei $\sigma_{H\text{ORM}} \leq 2$ tritt wieder ein Abfall ein.

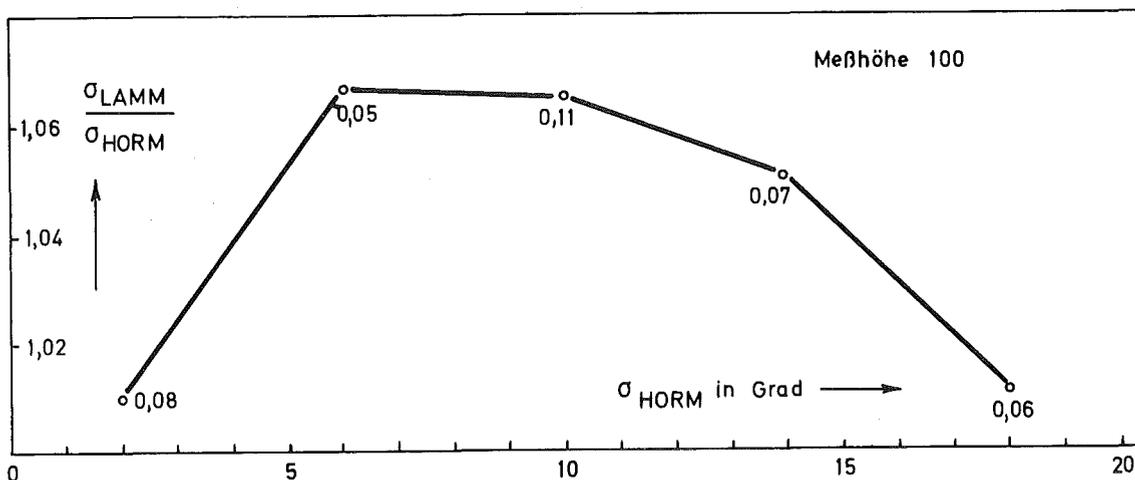


Abb. 8/12 VERHÄLTNIS DER MITTLEREN HORIZONTALFLUKTUATIONEN $\sigma_{L\text{AMM}}$ UND $\sigma_{H\text{ORM}}$

Abb. 8/12 zeigt das Verhältnis der 10-min-Sigmawerte der Einkomponenten-Fahne und Horizontal Komponente der Vektorfahne in Abhängigkeit von der Horizontal Komponente der Vektorfahne. Die Zahlenwerte geben die mittlere quadratische Abweichung vom Mittelwert an. Folgende Erklärung bietet sich an: Die Fahnen sind so konstruiert, daß ihre Eigenfrequenzen oberhalb derjenigen Frequenzen liegen, die hauptsächlich zur atmosphärischen Turbulenz beitragen. Die Dämpfungskonstante der Horizontalkomponenten-Fahne beträgt etwa 0,35, diejenige der Vektorfahne etwa 0,65. Da die Einkomponenten-Fahne weniger gedämpft ist, sind somit ihre größeren Sigmawerte verständlich. Die Unterschiede in den Amplituden und damit im σ werden um so größer, je näher die Turbulenzfrequenz der Eigenfrequenz kommt. Das Maximum der Turbulenzfrequenz verschiebt sich aber bei Abnahme der Sigmawerte zu höheren Frequenzen, d.h. näher an die Eigenfrequenz, und bewirkt somit die beobachtete Vergrößerung des Unterschieds der σ -Werte. Der Abfall bei $\sigma_{H\text{ORM}} \leq 2$ ist vermutlich auf Reibungseffekte bei der Einkomponenten-Fahne zurückzuführen. Insgesamt sind die Abweichungen im Mittel nicht größer als 7%; aber die Streuung ist groß. Bei statistischen Betrachtungen liefern somit beide Fahnen innerhalb der Unsicherheit bei der Klassifizierung meteorologischer Situationen vergleichbare Ergebnisse. Aber im Einzelfall treten Unterschiede in den Sigmawerten bis zu 30% auf, was zu einer Verschiebung

der Klasseneinteilung führen würde.

8.2.3 Temperatur

Der Umbau der Temperaturdifferenzmeßstellen in Temperaturmeßstellen hat sich bewährt. Die Fehlerortung wurde beträchtlich erleichtert. Weiter wurde die räumliche Trennung der Konstantwiderstände vom Meßwiderstand des Doppel-PT100 beseitigt. Die gesamte Brückenschaltung wurde im Meßkopf untergebracht, so daß der Fühler als Vierpol arbeitet, dessen Ausgangswerte von den Zuleitungen völlig unabhängig sind. Durch diesen Umbau entfällt die aufwendige Eichung auf dem Meßmast, zu der früher 3 Personen notwendig waren.

Bei hohen Windgeschwindigkeiten, Windrichtung um Ost und starker Strahlung ergab sich bei Temperaturgebern mit dunklem Gehäuse eine um mehrere Zehntelgrad zu hohe Temperaturanzeige. Der Grund für diese Abweichung wurde aufgeklärt:

Bei Winden um Ost sind die Temperaturfühler direkt dem Wind ausgesetzt. Ab einer Windgeschwindigkeit von 5 m/s funktioniert die Ventilation des Fühlers nicht mehr einwandfrei. Es entsteht ein Unterdruck am Schutzrohrende, so daß die Durchströmungsgeschwindigkeit erniedrigt wird. Bei gleichzeitiger starker Einstrahlung ($\geq 0,7 \text{ cal/cm}^2 \text{ min}$ im kurzwelligem Bereich) erwärmt sich bei dunklen Oberflächen des Haltekörpers trotz blanker Strahlungshülsen dieser so stark, daß der verminderte Luftstrom die vom Gehäuse auf den Fühler ausgehende Strahlungswärme nicht mehr abtransportieren kann. Zur Abhilfe wurde auch auf helle Oberflächen der Gehäuse geachtet und ein wirbelbildender Vorsatz an der Strahlungshülse angebracht.

8.2.4 Feuchte

In diesem Jahr wurden zusätzlich zum vorhandenen Gerät in 2 m Höhe 3 neue LiCl-Fühler der Fa. Sprenger, Typ E 712, in 30 m, 100 m und 200 m Höhe installiert. Die Geräte werden laufend mit einem Psychrometer nach Assmann kontrolliert. Das LiCl muß alle 3 - 4 Wochen erneuert werden, um die Meßwerte im angestrebten Toleranzbereich des Taupunkts von $\pm 0,4^\circ\text{C}$ zu halten.

8.3 Datenerfassungsanlage

P. Thomas

8.3.1 Änderungen und Verbesserungen

Bis März 1972 traten wiederholt Schwierigkeiten bei der Kopplung der PDP-8/I mit dem TR 86 auf. Datensätze gingen bei der Übertragung verloren; gleiche Datensätze wurden mehrmals übertragen und auf Band und Platte gespeichert. Zur besseren Kontrolle der Datenübertragung wurde an die Übertragungseinheit ein "Ablaufanzeige-Gerät" gekoppelt, das gewisse Zustände in dem TR 86 und der Übertragungseinheit durch Signallämpchen anzeigt und die ausgetauschten Interrupts addiert und sichtbar macht. Gleichzeitig wurde das ESE-Interface überholt und auf das sog. "Hand-Shake-System" umgestellt. Seitdem treten keine Fehler mehr bei der Datenübertragung auf.

8.3.2 Verfügbarkeit

Während des meteorologischen Jahres vom 1.12.72 bis 30.11.73 gingen durch Ausfall, Reparatur und Wartung der gesamten Datenerfassungsanlage 4985 10-min-Datensätze von 52 560 theoretisch möglichen verloren. Das ergibt eine Ausfallrate von 9,48 % (1972: 9,03 %).

Die folgende Tabelle gibt an, wie oft die Meßwertgeber zusätzlich ausfielen oder fehlerhafte Werte lieferten.

Instrument	Ausfallrate in %
Anemometer	2,2
Schwertwindfahnen	7,1
Taupunktfühler	21,7
Temperaturfühler	9,4
Vektorfahnen σ_{θ}	27,0
σ_{φ}	29,0
Θ	22,3
φ	26,4
u	22,3
Luftdruckgeber	11,5
Niederschlagsmesser	28,5
Strahlungsmesser	2,6

Die Ausfallraten der Taupunktfühler, der Vektorfahne in 40 m Höhe und der Temperaturfühler der Strahlungsmesser beziehen sich auf die Zeit nach ihrer Inbetriebnahme, die im Berichtszeitraum erfolgte. Ein Vergleich mit den Ausfallraten des Jahres 1972 ist nicht möglich, da ein anderer Erfassungsmodus benutzt wurde. So werden z.B. meteorologisch zweifelhafte Daten als "Ausfall" gekennzeichnet, während früher nur totaler Geräteausfall registriert wurde.

8.3.3 Momentanwerte

Das meteorologische Datenerfassungs- und -berechnungs-Programm MEDEB wurde im März 1973 so modifiziert, daß es wahlweise die Momentanwerte von 20 Schalensternanemometern, 7 Schwertwindfahnen, 2 Vektorfahnen (jeweils 5 Werte) und 7 Temperaturfühlern alle 4 s auf Lochstreifen stanzt. Bis zu 21 Momentanwerte lassen sich simultan ausgeben. Der Befehl zum Stanzen erfolgt über die Bedienungsschreibmaschine. Zum Entschlüsseln der Momentanwerte auf den Lochstreifen wurde ein FORTRAN-Programm erstellt. Dieses Programm druckt Listen der Momentanwerte mit Datum und Uhrzeit und speichert die Daten in IBM-kompatibler Form auf Magnetband. Finden sich auf den Listen fehlerhafte Meßwerte, so werden diese auf den Bändern durch die Zahl 1999 überschrieben. Die Momentanwerte auf den Magnetbändern stehen zur weiteren Auswertung, z.B. bei Rechnungen zu den Ausbreitungsversuchen, bereit.

8.3.4 Neue CALAS-Benutzerprogramme

Das Programm ISOPLE stellt Größe und Lage des Konzentrationsmaximums und der 10 %-Isoplethe bei einer Einheitsemission von 1 Ci/s graphisch auf dem Bildschirm dar. Der Programmaufruf erfolgt über die Tastatur unter Eingabe von Tag, Uhrzeit, Emissionshöhe (60 m, 100 m) und Ausbreitungsklasse (A, B, C, D, E, F). Entsprechend den Kombinationsmöglichkeiten von Emissionshöhe und Stabilitätsklasse sind 12 Maxima und Kurven fest gespeichert. Mit den Mittelwerten der 3 zuletzt übertragenen Daten von Windrichtung- und -geschwindigkeit werden Größe und Lage bestimmt und auf das Sichtgerät übertragen, s. Abb. 8/13. Durch Tastendruck kann bei unveränderter Emissionshöhe und Ausbreitungsklasse das Konzentrationssschema für eine um jeweils 10 min frühere oder spätere Zeit dargestellt werden. In einer späteren Version wird die Ausbreitungsklasse direkt aus den meteorologischen Daten bestimmt und nicht mehr über die Tastatur eingegeben werden.

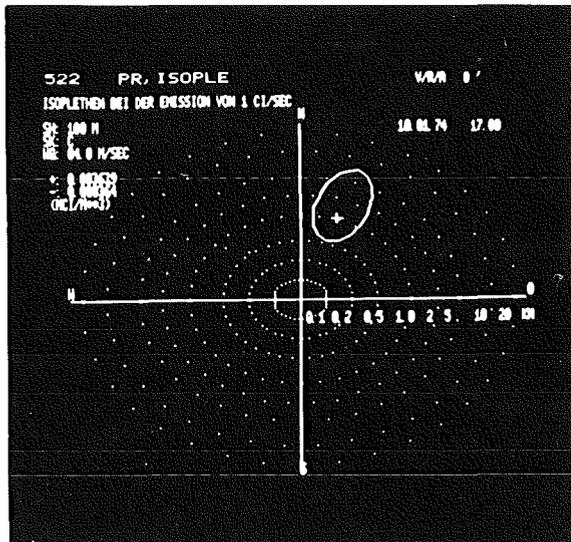


Abb. 8/13 Schirmbild der Isoplethen

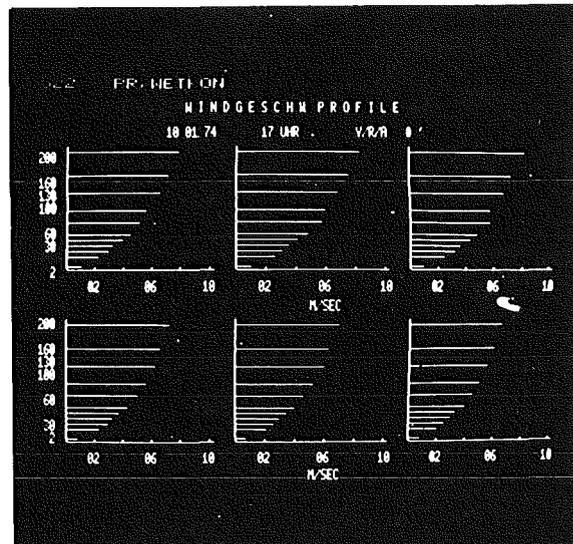


Abb. 8/14 Schirmbild der Windgeschwindigkeitsprofile

Das Programm WETKON dient der schnellen und ständigen Kontrolle der meteorologischen Daten. Nach Eingabe von Datum und Uhrzeit über die Tastatur stellt es wahlweise die 6 Temperatur-Windgeschwindigkeits- oder Windrichtungsprofile einer Stunde graphisch auf dem Bildschirm dar, s. Abb. 8/14. Fehlerhafte Meßwerte werden leicht erkannt, da das Bild deren zeitliche Entwicklung zeigt. Durch Tastendruck kann auch hier zu den jeweils 6 Profilen der zurückliegenden oder folgenden Stunde gesprungen werden.

9. Umweltschutz

9.1 Strahlenbelastung der Umgebung des Kernforschungszentrums Karlsruhe

W. Hübschmann, D. Papadopoulos

9.1.1 Strahlenbelastung im Jahre 1973

Die Tabelle 9/1 zeigt die im Jahre 1973 im Raum des KFZK mit der Abluft abgegebene Radioaktivität, wie sie sich aus den Messungen im Rahmen der Abluftüberwachung (Kap. 3.3.1) ergibt. Diese Werte wurden benutzt, um die Strahlenbelastung der Umgebung des KFZK im Jahre 1973 zu berechnen. Es wurden nur diejenigen Emittenten berücksichtigt, die merklich zur Gesamtemission eines Nuklides bzw. einer Nuklidgruppe beitragen. Die Nuklidgruppen A, B und C sind in Tabelle 3/8 erläutert. Die tatsächlichen Emissionen waren durchweg niedriger als im Abluftplan vorgesehen (vergl. Tab. 63 in /23/). Eine Ausnahme bildet lediglich die J-131-Emission des IRCh, die sich zwar im Rahmen der für das KFZK vorgesehenen gesamten J-131-Emission hielt, jedoch in geringer Höhe in die Atmosphäre emittiert wurde.

Emittent	Kaminhöhe m	Emission je Nuklidgruppe bzw. Nuklid						
		Gruppe A mCi	Gruppe B Ci	Gruppe C Ci	Kr-85 Ci	Ar-41 Ci	H-3 Ci	J-131 Ci
WAK	60	2,10	0,317		24500			
FR 2	99					106 787	483	
KNK	99			240				
MZFR	99,5		0,061	225			1091	
ADB(536)	70	0,28	0,100					
ZYKL	36			122				
IRCh	15							0,42

Tab. 9/1 Mit der Abluft emittierte Radioaktivität* im Jahre 1973

*Es wurden nur diejenigen Emittenten berücksichtigt, die zu mehr als 5 % zur Emission eines Nuklids bzw. einer Gruppe beigetragen haben.

In die Ausbreitungsrechnung wurden die am meteorologischen Turm gemessenen und ermittelten Ausbreitungsparameter des jeweiligen Zeitraumes eingesetzt. Das Rechenverfahren zur Ermittlung der γ -Dosisleistung wurde verbessert (s. Kap. 9.1.2). Die berechneten Strahlendosen in den umliegenden Ortschaften und am Zaun des KFZK zeigt Tabelle 9/2. Es handelt sich dabei grundsätzlich um Ortsdosen, d.h. um die Dosen, die am Aufpunkt mit einem das ganze Jahr 1973 exponierten Strahlenmeßgerät als zusätzliche Dosis - zusätzlich zur natürlichen Strahlung an diesem Ort - gemessen worden wären. Zur Ermittlung der Personendosis muß demgegenüber berücksichtigt werden, daß sich die Person nicht die gesamte Zeit am selben Ort aufhält, und daß Gebäude und Kleidung die Strahlen abschirmen.

Die äußere γ -Strahlung wird im wesentlichen durch das vom FR 2 emittierte Ar-41 verursacht. Die monatliche Abgaberate schwankt nur wenig, so daß mit einer gleichmäßigen Emission gerechnet werden konnte.

Die berechneten γ -Dosen können mit den Glasdosimeterwerten des Vorjahres verglichen werden, da die Emission des FR 2 etwa gleich geblieben ist. Dieser Vergleich zeigt folgendes:

In den Ortschaften sind die berechneten zusätzlichen γ -Dosen so gering, daß sie gegenüber den Schwankungen der Umgebungsstrahlung nicht meßbar sind. Die 4 Punkte an der Geländegrenze des KFZK, an denen die γ -Strahlung berechnet wurde, zeigen sowohl in der Tendenz als auch der absoluten Höhe nach, eine gute Übereinstimmung zwischen berechnetem Wert und gemessenem Anstieg gegenüber dem Nullpegel. Dabei ist zu berücksichtigen, daß diese Punkte eine höhere Beaufschlagungshäufigkeit und somit eine höhere γ -Dosis aufweisen als das Mittel aller am KFZK-Zaun ausgelegten Dosimeter.

Die äußere β -Strahlung wird durch das Kr-85 aus der WAK sowie das Ar-41 des FR 2 verursacht. Die Kr-85-Emission beschränkte sich auf die Monate Januar bis März. Die Dosis wurde für die betreffenden Monate einzeln ermittelt. Da nur die Gesamtmonats-emission vorliegt, konnte nur eine gleichmäßige Emissionsrate über jeweils einen Monat angenommen werden, obwohl tatsächlich eine stoßweise Emission der WAK vorliegt. Die Abgabezeiten sind jedoch tageszeitlich verteilt. Daher ist nicht anzunehmen, daß mit dieser Annahme ein großer Fehler verursacht wird.

Ort	Ganzkörperdosis in mrem durch äußere γ -Strahlung	Hautdosis in mrem durch äußere β -Strahlung	Schilddrüsendosis in mrem durch Jod-Inhalation	Lungendosis in mrem durch Nuklide der Gruppe B	Ganzkörperdosis in mrem durch Tritium-Inhalation	Integrierte Knochendosis in mrem/50a durch Pu-239-Inhalation
Graben	2,5	1,1	0,05	0,020	0,009	0,4
Neudorf	1,8	0,9	0,04	0,016	0,007	0,3
Friedrichstal	2,7	0,5	0,15	0,011	0,004	0,2
Spöck	2,2	0,4	0,08	0,007	0,003	0,1
Neuthard	2,2	1,0	0,06	0,015	0,008	0,3
Karlsdorf	1,3	0,7	0,04	0,011	0,006	0,2
Stafford	0,6	0,4	0,03	0,005	0,003	0,1
Blankenloch	0,6	0,2	0,05	0,005	0,002	0,1
Hagsfeld	0,3	0,3	0,03	0,005	0,002	0,1
Karlsruhe Markt	0,5	0,3	0,04	0,005	0,002	0,1
Neureut	1,1	0,5	0,05	0,008	0,004	0,2
Eggenstein	4,4	1,3	0,10	0,014	0,007	0,3
Leopoldshafen	2,5	1,1	0,18	0,026	0,006	0,7
Linkenheim	1,4	0,4	0,09	0,010	0,003	0,3
Hochstetten	1,1	0,4	0,05	0,008	0,003	0,2
Liedolsheim	0,8	0,4	0,03	0,006	0,003	0,2
Rußheim	0,6	0,3	0,02	0,004	0,002	0,1
Leimersheim	0,6	0,3	0,03	0,009	0,002	0,2
Weide südl. Bruchsal			0,01			
Nordtor	23,0	0,5	1,1	0,049	0,002	0,7
Südtor	10,6	1,0	2,4	0,022	0,008	0,4
Zaun NO von FR 2	18,1	1,2	0,8	0,034	0,009	0,4
Zaun SW von FR 2	17,2	1,1	2,1	0,022	0,007	0,4

Tab. 9/2 Ortsdosen infolge radioaktiver Emissionen im Jahre 1973

Die Schilddrüsenedosis durch Inhalation radioaktiven Jods wurde überwiegend durch die J-131-Emission des IRCH bewirkt. Sie fand in den Monaten Juli und August statt; die Quellstärke wurde im Rahmen der Abluftüberwachung auf der Basis der gemessenen Filteraktivität abgeschätzt. Da die Jod-Emission in niedriger Höhe und während eines kurzen Zeitraums mit möglicherweise ungünstigen Ausbreitungsbedingungen stattfand, liegen die resultierenden Schilddrüsenedosen höher als bei gleichmäßiger Emission zu erwarten. Bei allen angegebenen Schilddrüsenedosen handelt es sich um Inhalationsdosen von Erwachsenen. Um die Schilddrüsenedosis eines Kleinkindes durch Ingestion des Jods über den Weide-Kuh-Milch-Pfad zu ermitteln, sind diese Dosen mit dem Faktor 700 zu multiplizieren. Die Jod-Dosis am nächsten Weideplatz südlich Bruchsal ist in Tab. 9/2 angegeben. Ein kleiner Anteil der Joddosen (meist unter 10 %, maximal 18 %) ist durch die im Rahmen der Nuklidgruppe B möglichen und zulässigen Jodemissionen (s. dazu Kap. 3.3.1) bewirkt. So wurde je 1/10 der Emission der Nuklidgruppe B vom MZFR und von der WAK als radioaktives Jod angenommen.

Nuklide der Gruppen A und B wurden von der WAK, dem MZFR und der FERAB (ADB, Gebäude 536) abgegeben. Entsprechend den Nuklidanalysen wurde in der Gruppe A die Abgabe von Pu-239 angenommen. In der Nuklidgruppe B überwiegen die eine Lungenbestrahlung verursachenden Nuklide mit dem gewichteten Dosisfaktor $g_a = 347$ (altes Spaltproduktgemisch für WAK und ADB) bzw. $g_f = 37 \frac{\text{rem/s}}{\text{Ci/m}^3}$ (frisches Spaltproduktgemisch, für MZFR). Auch für die Gruppen A und B wurden wegen der stark schwankenden Monatsemissionen mit monatlich unterschiedlichen, aber über einen Monat konstanten Quellstärken gerechnet. Da die Emissionen der WAK und ADB tatsächlich nicht monatlich konstant, sondern dem Betriebsablauf entsprechend stark schwankend sind, können die errechneten Dosiswerte lediglich als "mögliche" Dosen angesehen werden; eine genauere Ermittlung der Dosen ist mit Hilfe des vorliegenden Datenmaterials nicht möglich und erscheint angesichts der niedrigen Dosen auch nicht notwendig.

Die Tritiumemissionen wurden trotz monatlicher Schwankungen (Abweichungen der Monatsmittel vom Jahresmittel bis zum Faktor 3) als gleichmäßig über das Jahr verteilt angenommen, da die resultierenden Dosen nur unwesentlich zur Gesamtdosis am jeweiligen Ort beitragen.

9.1.2 Vorausgeschätzte Strahlenbelastung im Jahre 1974

Die Tabelle 9/3 zeigt die gemäß Abluftplan für das Jahr 1974 gemeldeten Emissionen. Gegenüber dem Abluftplan des Vorjahres wurden aufgrund günstiger Betriebserfahrungen folgende Werte reduziert: die Ar-41-Emission des FR 2 (von 220000 auf 160000 Ci/a) die Kr-85-Emission der WAK (von 350000 auf 250000 Ci/a), die Tritium-Emission der WAK (von 5000 auf 1000 Ci/a) sowie die Emission von Edelgasen in der Gruppe C durch RB/HZ (von 6000 auf 1000 Ci/a) und durch WAK (von 800 auf 400 Ci/a).

Das Berechnungsverfahren für die Gammadosis wurde verbessert, so daß jetzt die Häufigkeitsverteilung der Stabilitätskategorien in allen Sektoren berücksichtigt werden kann. Statt der bisher verwendeten 16 Sektoren je $22,5^\circ$ wird - wie bei den konzentrationsabhängigen Strahlendosen - die Einteilung der Windrose in 12 Sektoren je 30° angewendet. Das ermöglicht die Verwendung derselben meteorologischen Statistik für alle Dosisrechnungen. Diese Statistik beruht auf den Meßdaten der Jahre 1968 bis 1970 (anstatt wie bisher der Jahre 1968/69). Insbesondere die Windrichtungsverteilung hat sich gegenüber der alten Statistik leicht geändert. Durch diese Änderung sowohl der Berechnungsverfahren als auch der Ausgangsdaten sind die Unterschiede zwischen der Prognose für das Jahr 1973 und derjenigen für 1974 bedingt. Durch die geänderte Sektoreneinteilung konnte in einigen Ortschaften die berechnete Gammadosis ansteigen, obwohl die Quellstärke reduziert wurde.

Emittent	Kamin- höhe m	Emission je Nuklidgruppe bzw. Nuklid						
		A mCi/a	B Ci/a	C Ci/a	Kr-85 Ci/a	Ar-41 Ci/a	H-3 Ci/a	J-131 Ci/a
WAK	60	10	4	400	250 000		1 000	1,0
FR 2	99	3	1,5	3 000		160 000	1 000	
KNK	99	3	1,5	8 000				
MZFR	99,5	3	1,5	3 000			4 000	
RB/HZ	60	0,8	0,4	1 000				
IHCH	60	0,8	0,4	800				
ADB (536)	70	1	0,4	500				
ADB (545)	19	0,03	0,015	100				
ADB (548)	15	0,025	0,007	10				
ZYKL	36	0,3	0,15	500				
SNEAK	50	0,2	0,1	200				
TU	50	0,03	0,01	30				0,02
IRCH	15	0,01	0,01	30				
IMF	9	0,016	-	-				
IMF/LB	5	0,030	-	-				
LIT	-	-	0,015	30				
STARK	20	0,005	0,007	0,5				
INR	12	-	-	-			100	
Summe		22,3	10	17 600	250 000	160 000	6 100	1,02

Tab. 9/3 Emissionen laut Abluftplan des KFZK für das Jahr 1974 in Ci/a bzw. mCi/a

Die Ortsdosen in den umliegenden Ortschaften sowie an der Geländegrenze des KFZK zeigt Tab. 9/4. Die Abbildungen 9/1 und 9/2 geben die γ - bzw. β -Isodosislinien in der Umgebung des KFZK an.

Bezüglich der Nuklidauswahl wurde folgendermaßen verfahren:

Nuklidgruppe A: Es wird eine Emission von ausschließlich Pu-239 angenommen.

Nuklidgruppe B: 1/10 der Aktivität dieser Nuklidgruppe darf als Radiojod emittiert werden und wird bei der WAK und der ADB als J-129, bei allen übrigen Emittenten als J-131 angenommen. Der Rest ist voraussichtlich ein Spaltproduktgemisch. Dessen Alter bestimmt die Nuklidzusammensetzung. Für die Emission der WAK und ADB wird ein Gemisch mit einer Kühlzeit von einem Jahr angenommen, mit dem gewichteten Dosisfaktor $g_a = 347 \text{ rem/s pro Ci/m}^3$. Für die Reaktoren und Institute wurde ein Gemisch mit 6 Stunden Kühlzeit angenommen, mit dem gewichteten Dosisfaktor $g_f = 37 \text{ rem/s pro Ci/m}^3$.

Nuklidgruppe C und Gase: Denjenigen Emittenten, welche Ar-41 emittieren können, wird die Emission dieses Nuklids unterstellt. Denjenigen, welche Tritium emittieren können, wird (ggf. zusätzlich) eine Tritium-Emission unterstellt.

Die Emissionen der WAK, inkl. der des Kr-85, wurden als gleichmäßig über das Jahr verteilt angenommen, nachdem sich gezeigt hat, daß eine diskontinuierliche Emission

in regelmäßigem Rhythmus selbst im ungünstigen Fall nur zu einer leichten Erhöhung (örtlich begrenzt bis zum Faktor 2) der Dosen führt.

Ort	Ganzkörperdosis in mrem durch äußere γ -Strahlung	Hautdosis in mrem durch äußere β -Strahlung	Schilddrüsendosis in mrem durch Jod-Inhalation	Lungendosis in mrem durch Nuklide der Gruppe B	Ganzkörperdosis in mrem durch Tritium-Inhalation	Integrierte Knochendosis in mrem/50a durch Pu-239 -Inhalation
Graben	3,5	3,5	0,15	0,17	0,07	2,3
Neudorf	2,2	2,8	0,11	0,13	0,06	1,8
Friedrichstal	5,0	2,0	0,09	0,11	0,05	1,7
Spöck	3,0	1,3	0,05	0,06	0,03	1,0
Neuthard	3,2	3,7	0,16	0,20	0,10	3,0
Karlsdorf	2,3	3,0	0,11	0,14	0,07	2,1
Stafford	0,9	0,9	0,03	0,04	0,03	0,7
Blankenloch	1,0	0,8	0,04	0,04	0,02	0,5
Hagsfeld	0,9	1,0	0,04	0,05	0,03	0,6
Karlsruhe Markt	0,8	0,8	0,03	0,04	0,02	0,5
Neureut	2,0	1,4	0,06	0,07	0,04	1,1
Eggenstein	5,5	3,0	0,10	0,13	0,07	2,0
Leopoldshafen	5,5	5,0	0,23	0,28	0,10	3,5
Linkenheim	2,0	2,2	0,10	0,13	0,04	1,5
Hochstetten	1,5	1,8	0,08	0,10	0,04	1,2
Liedolsheim	1,0	1,2	0,06	0,07	0,03	0,8
Rußheim	0,8	1,0	0,04	0,05	0,02	0,6
Leimersheim	1,2	1,6	0,08	0,10	0,03	1,2
Weide südl.Bruchsal			0,02			
Nordtor	30	4,0	0,22	0,26	0,06	3,5
Südtor	15	3,6	0,16	0,18	0,08	2,7
Zaun NO von FR 2	35	3,8	0,17	0,20	0,11	4,0
Zaun SW von FR 2	30	4,3	0,18	0,22	0,09	3,2

Tab. 9/4 Abschätzung der zusätzlichen Strahlenbelastung im KFZK und in der Umgebung auf der Basis des Abluftplanes für 1974



Abb.9/1 ISOLINIEN DER γ -DOSIS. PROGNOSE FÜR 1974



Abb. 9/2 ISOLINIEN DER β -SUBMERSIONSDOSIS. PROGNOSE FÜR 1974

9.2 Messung der Gammastrahlung der FR 2-Abluft

W. Hübschmann, D. Papadopoulos

Ein hochempfindliches Szintillations-Dosisleistungsmeßgerät konnte kurzzeitig zur Messung der Gammadosisleistung unter der Abluftfahne des FR 2 eingesetzt werden. Diese Messungen dienten dazu, zu klären, ob das Strahlungsfeld unter der Abluftfahne bei verschiedenen Wetterlagen in einem genügend großen Bereich und mit ausreichender Genauigkeit ausgemessen werden kann, um daraus einen Rückschluß auf die Genauigkeit der Berechnung der Gammastrahlung aus Abluftfahnen ziehen zu können.

Bei den Meßfahrten wird eine Reihe von Meßpunkten auf einer Linie quer zur Ausbreitungsrichtung so gelegt, daß aus den Meßwerten die Lateralverteilung der Dosisleistung am Boden aufgezeichnet werden kann. Abb. 9/3 zeigt die Meßwerte der Meßfahrt am 27.9.73 abhängig vom Abstand Y der Meßpunkte von der Projektion auf dem Boden der Abluftfahnenachse. Der Abstand vom Abluftkamin beträgt ca. 800 m. Es herrschte die Stabilitätsklasse C/D. Zum Vergleich ist die berechnete Dosisleistungsverteilung eingetragen, wobei ein Nullpegel von $6,5 \mu\text{R/h}$ berücksichtigt wurde. Die horizontalen Fehlerbalken geben die Unsicherheit der Bestimmung der Lage der Abluftfahne, die senkrechten die Meßgenauigkeit des Dosisleistungsmeßgerätes an.

Angesichts der Schwankungsbreite des Nullpegels ist die Übereinstimmung zwischen gemessenen und berechneten Werten als gut zu bezeichnen. Die Beschränkungen eines solchen Vergleiches ergeben sich sowohl aus der Schwierigkeit der Bestimmung der Lage der Abluftfahne (Höhe und Richtung) als auch aus dem - im Vergleich mit der Strahlung des Ar-41 - relativ hohen Nullpegel. Daraus folgt, daß solche Meßfahrten zunächst bei stabiler oder neutraler Wetterlage durchgeführt werden sollten, und daß bei der Quellstärke des FR 2 (16 Ci/h) Ergebnisse bis zu einigen Kilometern Entfernung erwartet werden können.

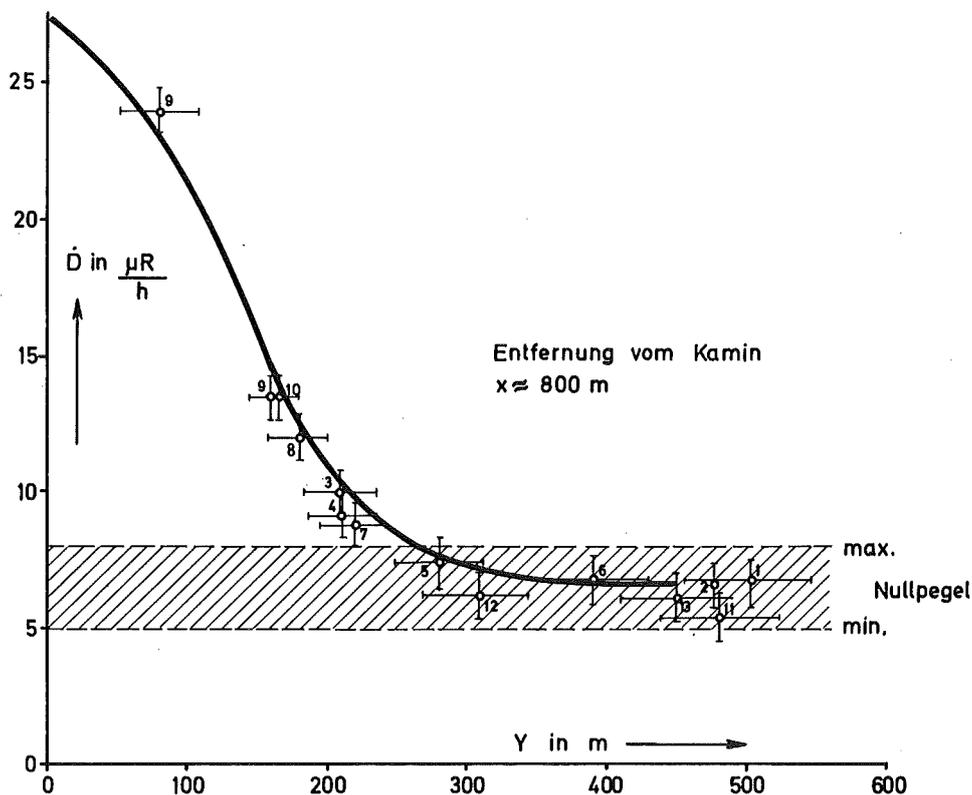


Abb. 9/3 DOSISLEISTUNG \dot{D} IN ZONE I, MESSFAHRT AM 27.9.73.

9.3 Berechnung der Gammadosis unter einer Flächenquelle

D. Nagel, D. Papadopoulos

Für die Berechnung der Gammadosisleistung der radioaktiven Abluft in der Umgebung eines oder mehrerer Emittenten wurde das FORTRAN-IV-Rechenprogramm GAFLA1 für die IBM 370-165 Rechenmaschine entwickelt. Es wird angenommen, daß die von einem Emittenten in die Atmosphäre abgegebene Aktivität Q in N Sektoren ausgebreitet wird und auf einer Ebene in der Emissionshöhe h konzentriert bleibt. Die meteorologischen Daten bestimmen die Verteilung der Aktivität auf die N Sektoren. Alle Sektoren haben dieselbe Sektoröffnung $\Delta\varphi$. Das Programm dient der Berechnung der jährlichen Strahlendosis in der näheren Umgebung eines Emittenten und zwar in jenem Bereich, in dem der Einfluß der Aktivität in den Nachbarsektoren nicht vernachlässigbar ist (bis ca. 1 km Entfernung). Es ist auch im Falle mehrerer Emittenten mit verschiedenen Emissionen Q_i und Emissionshöhen h_i anwendbar. Die Rechenzeit für einen Aufpunkt in einer Umgebung mit einem Emittent beträgt weniger als 0,5 s. Zum Vergleich mit anderen Modellen wurde angenommen, daß die Aktivität nur in einem einzigen Sektor der Breite $\Delta\varphi$ (1° bis 60°) abgegeben wird. Abbildung 9/4 zeigt den Vergleich zwischen den berechneten und den aus K.J. Vogt, Jül-637-51 entnommenen Dosisleistungen (Kurven A bis F) wie auch den Vergleich mit der Linienquelle L. Die Kurven gelten für eine Emission in 100 m Höhe, die Emissionsstärke $Q = 1 \text{ Ci/h}$, die spezifische Gammastrahlenkonstante $I_\gamma = 1 \frac{\text{rem}\cdot\text{m}^2}{\text{Ci}\cdot\text{s}}$ und die Windgeschwindigkeit $u = 1 \text{ m/s}$. Die aus Jül-637-51 entnommenen Werte (unterbrochene Linien) enthalten die Annahme einer doppelten Gaußverteilung der Aktivität in der Abluftfahne und werden für die Pasquill'schen Stabilitätskategorien A bis F angegeben. Der Vergleich zeigt, daß auch die Gammastrahlung einer einzelnen Abluftfahne bei stabiler oder neutraler Wetterlage bis zu einigen Kilometern Abstand vom Emittenten mit dem Sektormodell ausreichend genau berechnet werden kann, falls eine schmale Sektorbreite gewählt wird.

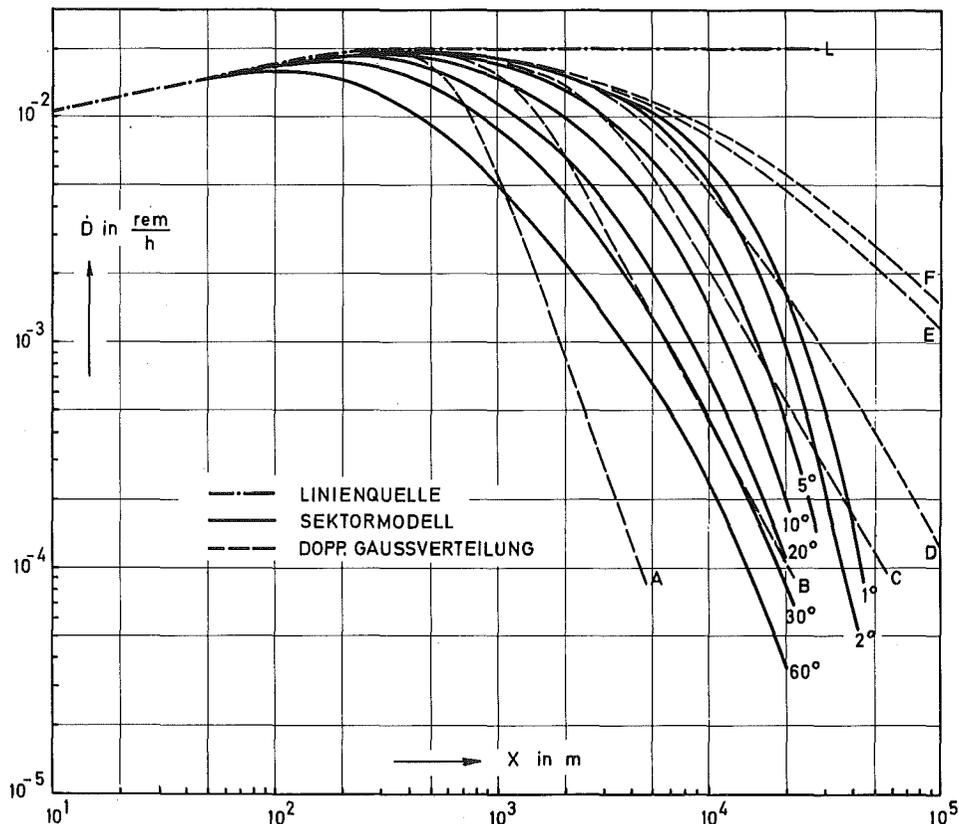


Abb.9/4 GAMMADOSISLEISTUNG \dot{D} UNTER EINER ABLUFTFAHNE

9.4 Auswertung der Ausbreitungsexperimente

K. Nester, P. Thomas

Bei der rechnerischen Auswertung der Ausbreitungsversuche wird der bekannte Ansatz gemacht, daß die Konzentrationsverteilung in einem senkrechten Schnitt durch die Abluftfahne sich durch eine doppelte Gaußverteilung darstellen bzw. annähern läßt. Die theoretische Verteilung der Bodenkonzentration wird mit Hilfe der Methode der kleinsten Fehlerquadratsumme an die gemessenen Konzentrationen angepaßt. Auf diese Weise werden die optimal angepaßten σ_y - und σ_z -Kurven ermittelt. Es werden zwei unterschiedliche mathematische Verfahren verwendet, mit deren Hilfe die Ausbreitungsversuche 13 - 17 (mit Tritium und CCl_4 als Tracer) bzw. 8 - 18 (nur mit Tritium als Tracer) ausgewertet wurden.

9.4.1 Ausbreitungsversuche Nr. 13 - 17 mit Tritium und CCl_4

Durch Anpassung einer Gaußverteilung an die gemessenen Lateralverteilungen werden die entfernungsabhängigen σ_y -Werte und die Scheitelwerte der Lateralverteilungen berechnet. Aus beiden Werten lassen sich die entfernungsabhängigen σ_z -Werte errechnen. Der statistische Fehler (10) liefert eine Aussage über die Qualität der theoretischen Anpassung und damit über die Zuverlässigkeit der gerechneten Parameter. Bei den mit HTO und CCl_4 als Tracer durchgeführten Experimenten Nr. 13 bis Nr. 17 konnte diese Methode für die meisten Zonen und Sammlerperioden angewandt werden. Um aussagekräftigere Ergebnisse zu erhalten, wurden gewichtete Mittelwerte der Ausbreitungsparameter σ_y und σ_z gebildet. Die Mittelung der Parameter erfolgte für alle Zonen über zeitlich aufeinanderfolgende Sammlerperioden. Da die Ausbreitungsbedingungen während der Experimente entweder der Kategorie D oder der Zwischenkategorie C/D zuordenbar waren, und dieser Unterschied nicht als bedeutend angesehen werden kann, wurden die Ergebnisse der Experimente zusammengefaßt (näheres zu diesem Verfahren siehe /31/).

Abb. 9/5 zeigt die σ_y -Werte in Abhängigkeit von der Entfernung χ . Die entsprechenden Fehler wurden ebenfalls in das Diagramm eingetragen. Die unterlegte Kurvenschar gilt für die Kategorien A bis D nach Pasquill. Für Entfernungen kleiner als 1000 m von der Quelle entsprechen die Werte der Kategorie B, während für Entfernungen größer als 1000 m sie eher der Kategorie C zuordenbar sind. Die Unsicherheit entspricht ungefähr einer Kategorienstufe. Vergleicht man die σ_z -Werte aus den Experimenten mit der Kurvenschar von Pasquill (Abb. 9/6), werden sie im Mittel recht gut durch die Kurve der Kategorie B beschrieben. Hier ist die Unsicherheit nur etwa eine halbe Kategorienstufe. Die für aufeinanderfolgende Sammlerperioden berechneten Konzentrationsmaxima der verschiedenen Zonen wurden mit der Quellstärke und der mittleren Windgeschwindigkeit normiert und zusammen mit den Pasquill-Kurven in Abb. 9/7 dargestellt. Die berechneten normierten Konzentrationen können am besten durch die Pasquill-Kurve B beschrieben werden. Aus der Fehlerbetrachtung kann eine Unsicherheit von etwa einer halben Kategorienstufe entnommen werden. Die beim Vergleich mit den Pasquill-Kurven feststellbare Verschiebung der Ausbreitungsparameter zur labilen Seite hin, läßt sich durch den Einfluß der hiesigen Topographie (Wald) erklären. Sie führt, im Vergleich mit einem ebenen Gelände, zu einer erhöhten Bodenrauigkeit und damit zu einer Zunahme der mechanischen Turbulenz.

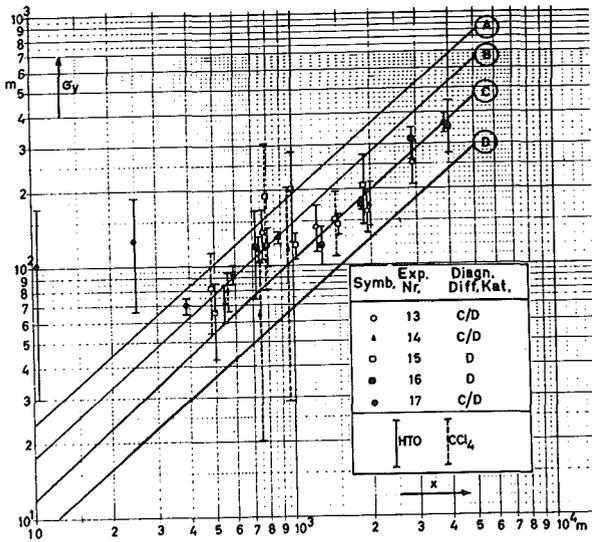


Abb. 9/5

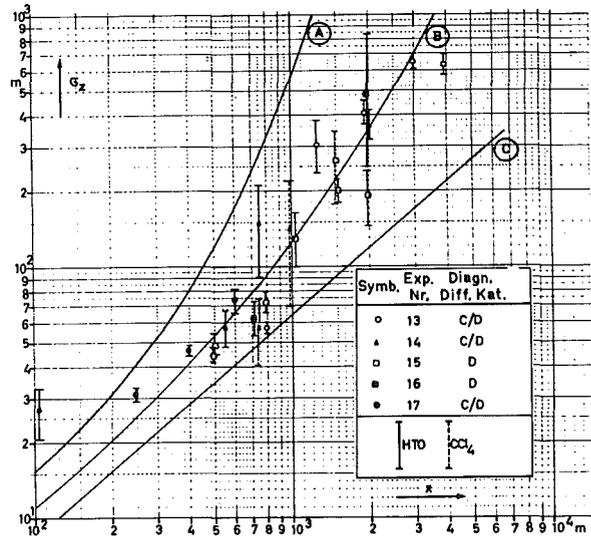


Abb. 9/6

Aus den Meßergebnissen der Ausbreitungsexperimente Nr. 13-17 berechnete Streuungen σ_y bzw. σ_z in Abhängigkeit von der Quelldistanz x

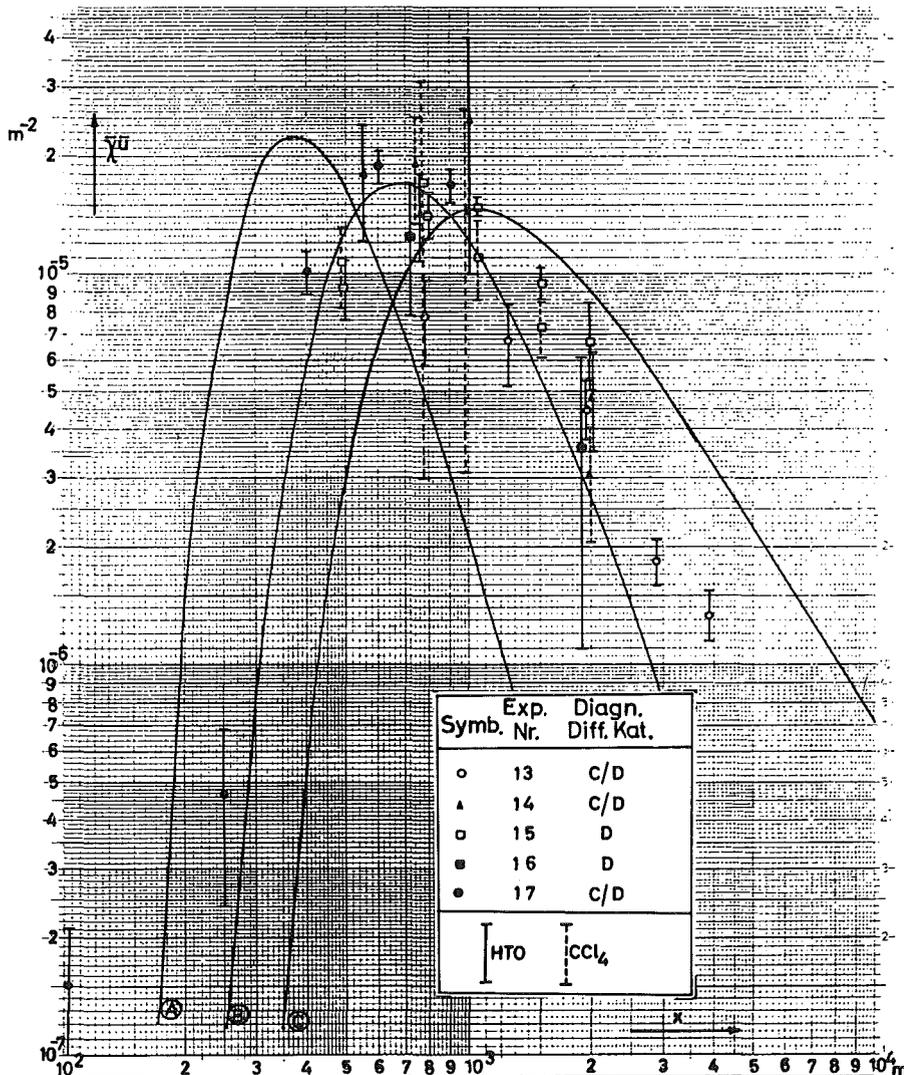


Abb. 9/7

Aus den Meßergebnissen der Ausbreitungsexperimente Nr. 13-17 berechnete Ausbreitungsfaktoren $\bar{\chi}_u$ in Abhängigkeit von der Quelldistanz x

9.4.2 Tritium-Ausbreitungsversuche Nr. 8 bis Nr. 18

Bei dem verwendeten Verfahren wurden die Parameter σ_y und σ_z simultan iterativ berechnet. Der Potenzansatz

$$\sigma = \sigma_0 \times P$$

beschreibt die Entfernungsabhängigkeit der Parameter σ . Jeder Meßwert wird so gewichtet, daß im Mittel sein relativer Beitrag zur Fehlerquadratsumme konstant ist.

Die am Mast in 60 m Höhe gemessene mittlere Windrichtung ergibt keine optimale Anpassung. Bei schrittweiser Änderung der Windrichtung um jeweils 1° konnte, ausgehend von der gemessenen Richtung, eine optimale Richtung gefunden werden. Diese differiert bei einzelnen Sammelperioden bis zu 10° von der gemessenen Richtung.

Die Versuche 12 und 16 sowie einzelne Sammelperioden der Versuche 8,9,10,14,18 waren wegen großer Windrichtungsschwankungen mit dieser Methode nicht auswertbar. Konsistente Ergebnisse mit kleinen Fehlern lieferten die Versuche 11,14,15,17. Für diese Versuche sind die entfernungsabhängigen Ausbreitungsparameter σ und der Faktor χ in den Abbildungen 9/8, 9/9 und 9/10 mit Fehlern wiedergegeben. Die Pasquill/Gifford'schen Kurven sind zum Vergleich gestrichelt eingetragen.

Allgemein läßt sich zu der Auswertung folgendes sagen:

Die σ_z -Kurven der einzelnen Perioden eines Versuches stimmen besser überein als die σ_y -Kurven. Sie verlaufen meist parallel zu den Pasquill/Gifford-Kurven, selten etwas flacher, sind aber gegenüber diesen nach "labil" verschoben und zwar um so stärker, je stabiler die Ausbreitungsklasse ist. So wurde z.B. bei den Versuchen 14,15,17 die Ausbreitungsklasse mit D diagnostiziert, die ermittelten σ_z -Kurven deckten sich jedoch mit den Pasquill/Gifford-Kurven der Klasse B. Bei Versuch 9 (Ausbreitungsklasse A) stimmen dagegen ermittelte und Pasquill/Gifford'sche Kurven überein.

Die σ_y -Kurven haben eine geringere Steigung als nach Pasquill/Gifford. Die horizontale Verdünnung ist im Nahbereich stärker ausgeprägt, nimmt aber mit wachsender Entfernung langsamer zu. Die σ_y -Kurven sind gegenüber Pasquill/Gifford ebenfalls nach "labil" verschoben, allerdings weniger und uneinheitlicher als die σ_z -Kurven.

9.5 Meteorologische Auswirkungen der Abwärme aus Kühltürmen

W. Hübschmann, K. Nester

Die Wärme, die bei der Erzeugung elektrischen Stroms in Wärmekraftwerken anfällt, wird etwa zur Hälfte über Kühltürme an die Atmosphäre abgegeben. Dieser Anteil wird sich in Zukunft noch erhöhen. Der Trend geht zu großen Kraftwerkseinheiten mit wenigen, großen Kühltürmen. Bei den zu erwartenden großen Abwärmemengen wird es notwendig, die Auswirkungen auf die Umgebung abzuschätzen.

Diese Auswirkungen hängen von der Art des Kühlverfahrens ab. Für große Leistungen kommen im wesentlichen der Naßkühlturm und der Trockenkühlturm jeweils in Naturzugbauweise, sowie möglicherweise der Hybrid-Kühlturm (Kombination beider Verfahren) in Betracht.

Die nachfolgende Zusammenstellung bezieht sich auf Kühltürme für Kraftwerke mit Leistungen um 1000 MWe (näheres siehe /20/).

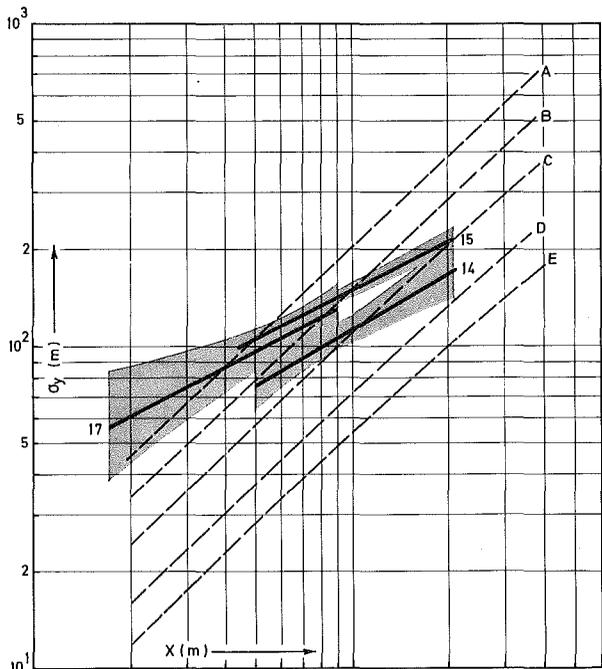


Abb. 9/8 AUSBREITUNGSPARAMETER σ_y DER VERSUCHE 14,15,17

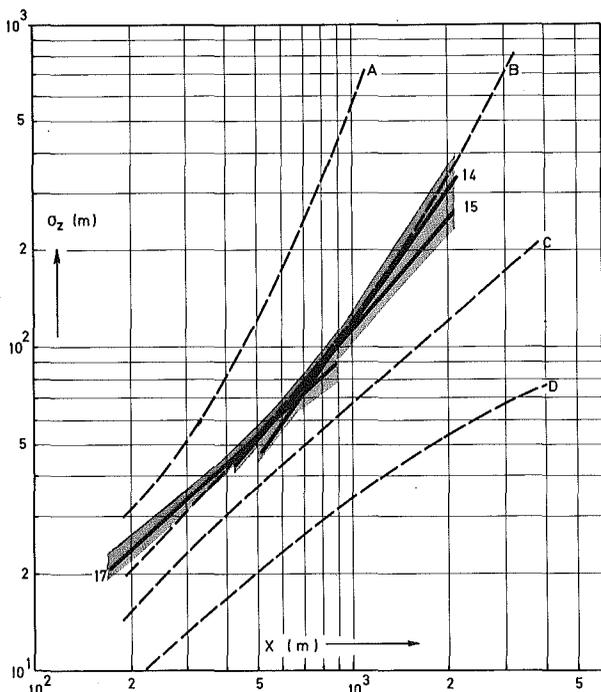


Abb. 9/9 AUSBREITUNGSPARAMETER σ_z DER VERSUCHE 14,15,17

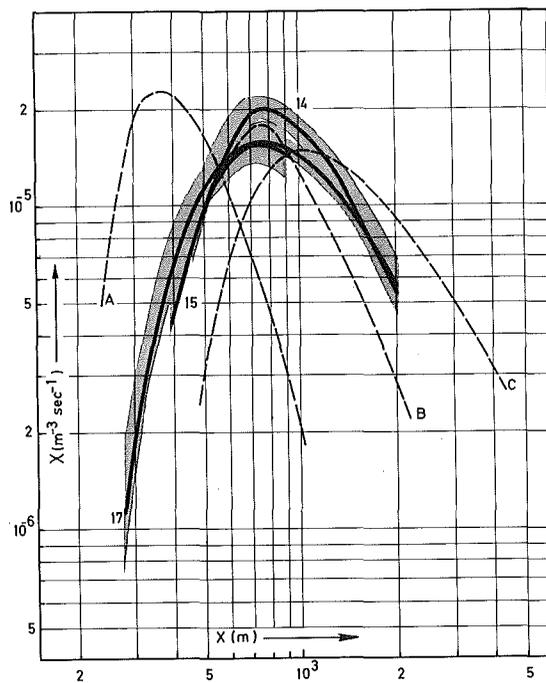


Abb. 9/10 AUSBREITUNGSFAKTOR X

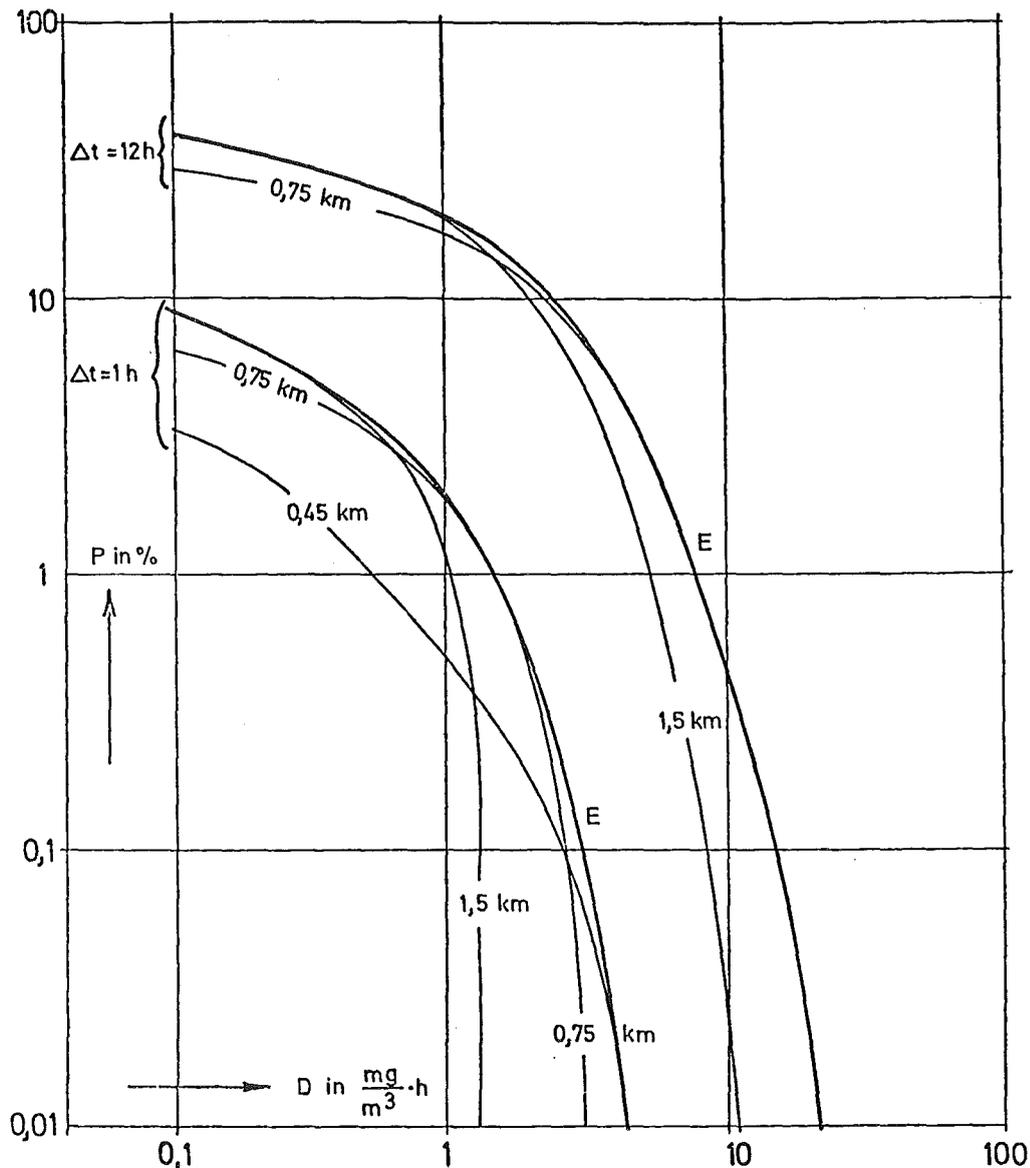
Auswirkungen im direkten Einflußbereich	Naßkühlturm	Trockenkühlturm
Schematischer Größenvergleich	Höhe 120-160 m Austrittsöffnung 4000-5000 m ²	Höhe: 150-200 m Austrittsöffnung 12000-15000 m ² (bisher wurden nur wesentlich kleinere Kühltürme gebaut)
direkter Einflußbereich	≤ 10 km	≤ 10 km
Verminderung der Sonnenscheindauer	max. 5-10 % in Entfernungen bis zu 500 m	< 1 %
Dampfschwaden	in 50 % aller Fälle kürzer als 500 m, max. bis einige km Länge	keine
Erhöhung der Luftfeuchte in Bodennähe	im Mittel < 1 %* max. einige Prozent	keine
Beeinflussung der Temperatur in Bodennähe	vernachlässigbar*	vernachlässigbar*
Einfluß auf Niederschläge	im Mittel etwa 1 % der natürlichen Niederschlagsmenge, in Einzelfällen Niederschlag auch ohne natürl. Niederschlag möglich	leichte Verminderung des natürlichen Niederschlags möglich
Wolkenbildung	tritt sowohl in Form einzelner Wolken als auch als Verstärkung einer geschlossenen Wolkendecke auf	kann in Form einzelner Wolken einen Beitrag zur konvektiven Bewölkung bringen
Beeinflussung lokaler Winde	im allgemeinen nicht von Bedeutung*	wegen des etwa 4-fachen Luftdurchsatzes und der höheren Austrittstemperatur größer als beim Naßkühlturm
Durchstoßen von Inversionen	Bodeninversionen bis 500 m Höhe werden im allgemeinen durchstoßen, Höheninversionen dagegen nur bei geringer Mächtigkeit oder Höhe	Durchstoßfähigkeit ist größer als beim Naßkühlturm
Nebelbildung bzw. Verhinderung der Auflösung von Nebel	wegen des großen Aufstiegs keine nennenswerte Nebelbildung in Bodennähe. In der Höhe über ebenem Gelände ist die Ausbildung sehr langer Schwaden möglich. In engen Tälern ist die Ausbildung einer Hochnebeldecke (bzw. die Verhinderung ihrer Auflösung) nicht auszuschließen.	keine

*Gilt nicht unbedingt bei ausgeprägter Orographie. Die Orographie ist als ausgeprägt anzusehen, wenn die Erhebungen sich im Einflußbereich des Kühlturmes befinden und gegenüber der Aufstiegshöhe der Kühlturmfahnen nicht mehr zu vernachlässigen sind.

9.6 Dosisstatistik

W. Hübschmann, K. Nester

Zur Beurteilung der Umweltbelastung durch Schadstoffemissionen aus einer Einzelquelle ist es notwendig, nicht nur die maximalen Bodenkonzentrationen, sondern darüberhinaus die statistische Verteilung der Konzentrationen an einzelnen Punkten der Umgebung in Abhängigkeit von der Mittelungszeit zu kennen. Das zeitliche Integral der Schadstoffkonzentration an einem Aufpunkt innerhalb einer gegebenen Integrationszeit wird im folgenden als Dosis bezeichnet. Die nach ihrer Größe geordneten Dosen können in einer Dosisstatistik dargestellt werden, welche als Beurteilungsgrundlage für Einzelmis-sionen dienen kann. Abb. 9/11 zeigt als Ergebnis die Summenhäufigkeit der Dosen, die in einem Zeitraum Δt eine bestimmte Grenze überschreiten, und zwar am Beispiel einer Emission mit thermischem Auftrieb aus einem 60 m hohen Kamin. Die Summenhäufigkeit ist von der Entfernung vom Kamin abhängig. Es gibt jedoch eine Einhüllende (E in Abb. 9/11), welche für alle Entfernungen und für alle Richtungen als obere Grenze gültig ist. Weitere Ergebnisse sind in [39] mitgeteilt.

Abb. 9 / 11 SUMMENHÄUFIGKEIT P FÜR DOSEN $> D$

9.7 Konzentrationsdosen der bodennahen Luft bei intermittierender Emission

P. Thomas

Wegen des diskontinuierlichen Prozesses in Wiederaufarbeitungsanlagen erfolgt die Abgabe von Spaltprodukten an die Atmosphäre schubweise. Der zeitabhängigen Emission sind die sich ständig ändernden meteorologischen Ausbreitungsbedingungen überlagert, die einem ausgeprägten periodischen Wechsel unterliegen. (Tag-Nacht-Wechsel, jahreszeitlicher Wechsel). In Abhängigkeit von der zeitlichen Verteilung der Emission sind an einem bestimmten Aufpunkt unterschiedliche Dosen zu erwarten.

Mit den meteorologischen Daten des Kernforschungszentrums Karlsruhe wurden die Dosen für das Jahr 1972 an verschiedenen Aufpunkten ermittelt. Bei gleicher abgegebener Aktivität wurden folgende Fälle unterschieden:

Fall 1: Kontinuierliche Emission von $6\mu\text{Ci/s}$.

Fall 2: Periodische Abgabe im 24h-Rhythmus bei konstanter Emissionsdauer von 6 h und einer Emissionsrate von $24\mu\text{Ci/s}$. In 24 durchgespielten Fällen verschiebt sich der Emissionsbeginn um jeweils eine Stunde.

Fall 3 und 4: Stochastisch verteilte Abgabe: Emissionsdauer d , -stärke e und Intervall p (zwischen dem Beginn zweier aufeinanderfolgender Abgaben) variieren stochastisch und gleichverteilt zwischen folgenden Grenzen:

	Fall 3	Fall 4
Periode p [h]:	$12 \leq p \leq 36$	$12 \leq p \leq 180$
Dauer d [h]:	$4 \leq d \leq 8$	
Stärke e [$\mu\text{Ci/s}$]:	$8 \leq e \leq 24$	$8 \leq e \leq 120$

Die Schornsteinhöhe betrug 60 m. Zur Berechnung der Konzentrationen diente das Diffusionsmodell (doppelte Gaußfunktion) mit Ausbreitungsparametern nach Pasquill/Gifford. In Abb. 9/12 sind die Dosen für Fall 1 und 2 an den zwei Aufpunkten mit relativ hohen Dosen (A Nordtor, B Leopoldshafen) dargestellt. Abb. 9/13 zeigt die Summenhäufigkeit der Dosisverteilung bei pseudoperiodischem (Fall 3) und ausgeprägt diskontinuierlichem Betrieb (Fall 4). Bei periodischem Betrieb hängen die Dosen vom Zeitpunkt des Emissionsbeginns ab. Bei stochastisch schwankendem Betrieb treten mit relativ hoher Wahrscheinlichkeit Dosen auf, die über denen im periodischen Fall liegen. Die Wahrscheinlichkeit des Auftretens hoher Dosen ist um so höher, je ausgeprägter die Diskontinuität des Emissionsablaufs ist.

Bei nahen Aufpunkten (z.B. A) erbringen labile Situationen den größten Beitrag der Dosis, so daß die Emission am Tage zu der höchsten Dosis führt. Bei entfernteren Aufpunkten (B) führen nächtliche Emissionen bei stabiler Situation zum Dosismaximum.

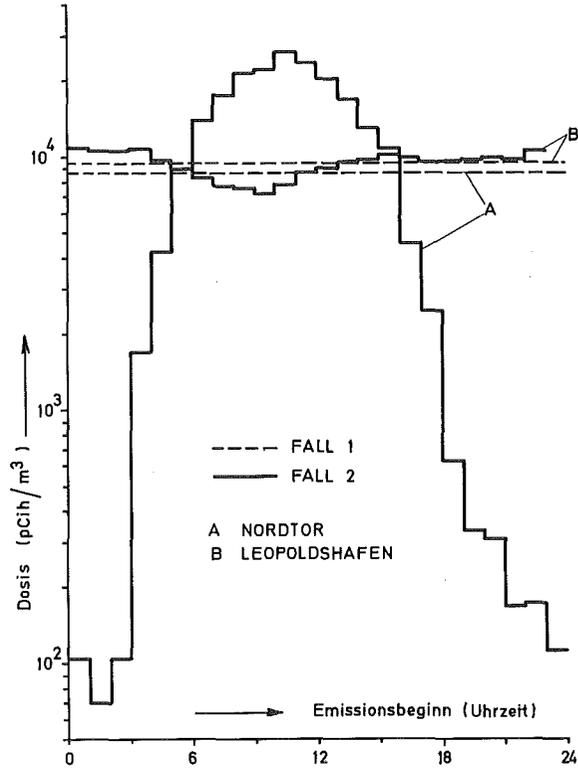


Abb. 9/12 KONZENTRATIONSDOSEN BEI KONTINUIERLICHER UND PERIODISCHER EMISSION

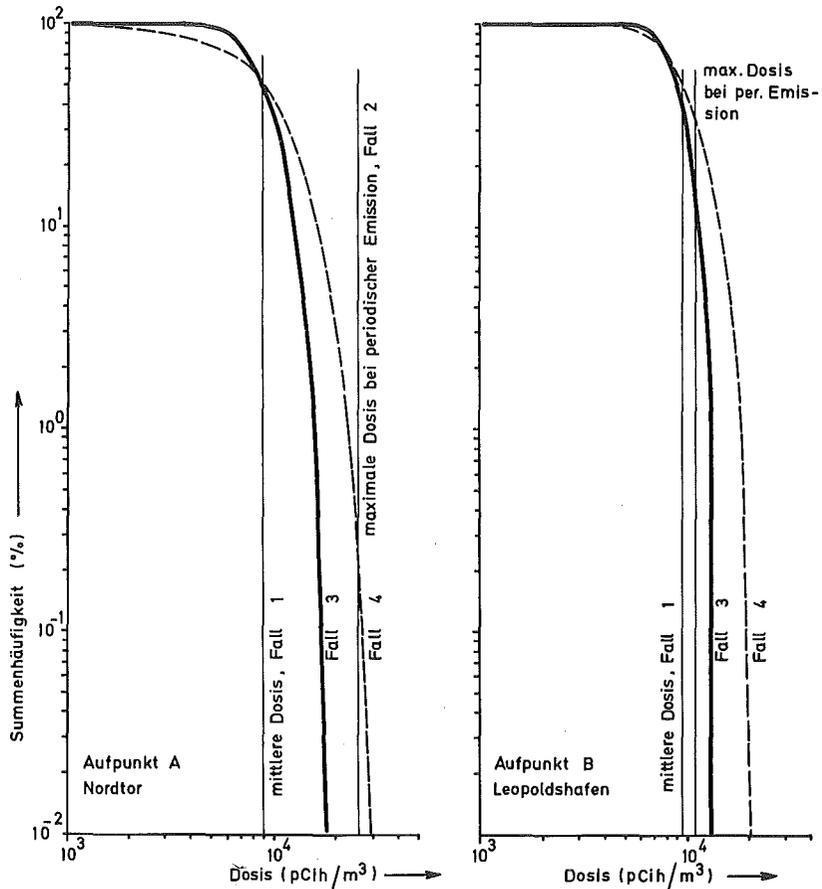


Abb. 9/13 SUMMENHÄUFIGKEIT DER KONZENTRATIONSDOSEN BEI INTERMITTIERENDER EMISSION

9.8 Ausbreitungsexperimente

L.A. König, H. Schüttelkopf, M. Winter, J. Hiller, D. Schwenke

Die Experimente zur Untersuchung des Ausbreitungsverhaltens von Gasen und Aerosolen in der Atmosphäre wurden 1973 fortgesetzt. Hierbei werden Leitsubstanzen über Abluftkamine dosiert emittiert und die Immissionen bis zu mehreren Kilometern Entfernung gemessen. Seit Januar 1973 werden neben HTO halogenierte Verbindungen als Leitsubstanzen verwendet.

1973 wurden insgesamt 11 Ausbreitungsexperimente durchgeführt. Entsprechend der Anzahl der Sammelperioden wurden 49 Konzentrationsverteilungen in der Umgebung des Kernforschungszentrums gemessen. Die Versuchsbedingungen sind in Tab. 9/5 zusammengestellt. Der größte Teil der Experimente erfolgte bei labilen und neutralen Wetterlagen. Erstmals wurde ein Nachtexperiment durchgeführt, um die Ausbreitung bei den vor allem in der Nacht zu erwartenden stabileren Ausbreitungsverhältnissen zu untersuchen. Bei 9 der 11 Ausbreitungsexperimente wurde tritiiertes Wasserdampf (HTO) als Leitsubstanz verwendet; bei 10 Versuchen - und damit zum größten Teil gleichzeitig mit HTO - wurden als Leitsubstanzen CCl_4 und CFCl_3 eingesetzt. Außerdem wurde die Verwendbarkeit von CF_2Br_2 im Feldexperiment bestätigt. Diese Substanzen werden gaschromatographisch getrennt und gemessen. Mit ihnen kann der Einfluß der Emissionshöhe auf die Ausbreitung bei gleichzeitiger Emission verschiedener Leitsubstanzen in verschiedenen Höhen gemessen werden. Außerdem kann mit diesem Verfahren die bisher sehr personalintensive Probenahme automatisiert werden.

Wegen der wachsenden Personalprobleme ist zu erwähnen, daß unter Beibehaltung der bisherigen Zahl der Probenahmestellen bei zwei Ausbreitungsexperimenten, bei denen halogenierte Verbindungen als Leitsubstanzen eingesetzt wurden, mit weniger als der Hälfte des Personals gearbeitet werden konnte; dies war möglich, da wegen des geringen Arbeitsaufwandes für die Bedienung einer Probenahmestelle mit Gasproberohren, ein Mitarbeiter bis zu drei Stellen betreuen konnte.

Dem Einsatz großer Zahlen von Gasproberohren aus Glas wurde zunächst kritisch entgegengesehen. Tatsächlich kann nach ca. 1000 Einsätzen dieser Gasproberohre festgestellt werden, daß kein Bruch eines Rohres, sondern nur eine unbedeutende Zahl von leichten Beschädigungen beobachtet wurde. Eventuell vorkommende Fehlbedienungen und andere Störungen können in allen Fällen während der Analyse erkannt werden.

In Experiment Nr. 17 wurde die Ausbreitung im Nahbereich um den Emittenten, die durch die Pasquill-Giffordschen Normkurven nicht beschrieben wird, untersucht. Das Ergebnis ist in Abb. 9/14 dargestellt.

In Abb. 9/15 ist für Experiment Nr. 14 die mit den Leitsubstanzen HTO und CCl_4 gemessene Abhängigkeit des normierten Ausbreitungsfaktors von der Quelldistanz in der Hauptwindrichtung dargestellt. Die Übereinstimmung der mit den beiden Leitsubstanzen gewonnenen Ergebnisse ist zufriedenstellend.

Abb. 9/16 zeigt die normierten Ausbreitungsfaktoren $\bar{\chi}_u$, die aus den Meßwerten der Ausbreitungsexperimente Nr. 13 bis 17 berechnet wurden, als Funktion der axialen Quelldistanz x . Offensichtlich können die lateralen und radialen Verteilungen der normierten Ausbreitungsfaktoren $\bar{\chi}_u$, die bei diesen Experimenten bestimmt wurden, durch eine Diffusionskategorie beschrieben werden, die um anderthalb Kategorienstufen nach der instabilen Seite verschoben ist, d.h. in Richtung zu den Kategorien B bzw. B/C, bezogen auf die diagnostizierte Kategorie. Für die Quelldistanz des Maximums bedeutet dies eine Verkürzung um 60 % entgegen der Erwartung nach den Pasquill-Giffordschen Normkurven und eine Erhöhung des Betrags dieser Maxima von $\bar{\chi}_u$ um einen Faktor 1,7. Diese Ergebnisse gelten für einen 100 m hohen Schornstein mit einer praktisch vernachlässigbaren Schornsteinüberhöhung.

Insgesamt wurden bisher im Rahmen des laufenden Versuchsprogrammes in 21 Experimenten 82 Konzentrationsverteilungen ermittelt. Ca. 80 % der Experimente wurden bei den Kategorien B und C durchgeführt. Für die theoretische Auswertung sind zwei Drittel der durchgeführten Experimente verwendbar. Unbrauchbare Versuchsergebnisse sind auf nicht vorhersehbare Drehungen der Windrichtung während des Ausbreitungsexperimentes zurückzuführen.

Aus meteorologischen Gründen erscheint eine Vergrößerung der Zahl der Probenahmestellen bei der Durchführung von Ausbreitungsexperimenten bei neutralen und stabilen Lagen notwendig. Da bei einer Anzahl der Probenahmestellen oberhalb 100 das der ASS zur Verfügung stehende Personal nicht zur Bedienung ausreicht, wurde ein billiges, automatisches Gasproberohr von ASS/GM und ASS/Ch bis zum Prototyp fertiggestellt. Mit diesem Gerät hoffen wir, auch bei dieser großen Anzahl von Probenahmestellen mit einem Bruchteil des zur Zeit eingesetzten Personals auszukommen.

Im Jahre 1974 werden folgende noch offenstehende Fragen geklärt und die folgenden Veränderungen eingeführt werden:

Für die Emission von CCl_4 und CFC_3 wurde eine Vorrichtung konstruiert, um Emissionsraten von 60 kg/h zu erreichen. Der niedrige Preis von 2 DM/kg CCl_4 und 4 DM/kg CFC_3 läßt eine solche Emissionsrate zu. Der Vorteil der höheren Emission liegt im dadurch erreichten größeren Abstand der interessierenden Konzentrationswerte vom niedrigen Untergrund von CCl_4 und CFC_3 in der Umgebung und in der Möglichkeit zur gaschromatographischen Analyse kleinere Lösungsmittelvolumina zu verwenden und damit die Analysenzeit zu reduzieren. Obwohl ein Einfluß des Waldes, welcher das KFZ Karlsruhe umgibt, auf die von uns verwendeten Leitsubstanzen wegen der inerten Natur nicht zu erwarten ist, werden zur Zeit Adsorption und Retention im Labor- und Feldversuch geprüft.

fort- laufende Versuchs- Nr.	Datum 1973	Zur Wetterlage während des Versuchs					Versuchsfeld					Emissions- rate A		Zahl der Proben	
		diagnost. Diffusions- kategorie	Windgeschw. in 60 m Höhe in m/s		absolute Luftfeuchte in g/m ³		Begrenzung- radien in km		Winkel gegen Nord in Grad			HTO Ci/h	CCl ₄ kg/h	HTO	CCl ₄
			min	max	min	max	r _i	r _a	α ₁	α ₂	Δα				
13	11. 1.	C/D	3,8	5,2	3,3	3,4	0,78	4,30	277	315	38	3,64	5,9	75	75
14	25. 1.	C/D	4,0	5,7	3,6	3,7	0,54	2,21	216	264	48	3,77	6,3	75	50
15	8. 2.	D	4,0	6,3	5,4	5,5	0,47	2,09	24	74	50	3,99	7,1	75	75
16	22. 2.	D	4,8	7,4	5,0	5,1	0,63	4,02	67	108	41	4,10	3,8	50	50
17	8. 3.	C/D	5,8	7,8	5,5	5,8	0,10	0,93	150	218	68	4,29	-	75	-
18	20. 3.	B/C	2,1	3,8	4,2	4,3	0,37	2,03	161	233	72	4,42	7,0	75	75
19	22. 5.	B	2,0	3,4	9,0	9,3	0,13	1,52	68	162	94	3,76	12,9	75	75
20	17. 7.	B/C	3,3	4,3	-	-	0,28	1,67	24	76	52	-	6,59 9,86	-	73
21	8. 8.	C	5,0	6,7	-	-	0,44	1,49	43	99	56	-	14,4*	-	67*
22	25. 9.	B/C	2,3	3,9	7,8	8,0	0,28	1,56	8	66	58	4,09	13,7*	75	72*
23	6.11.	D/E	3,3	5,2	5,4	5,4	0,58	4,00	60	98	38	3,88	14,0*	75	72*

* CFC_3

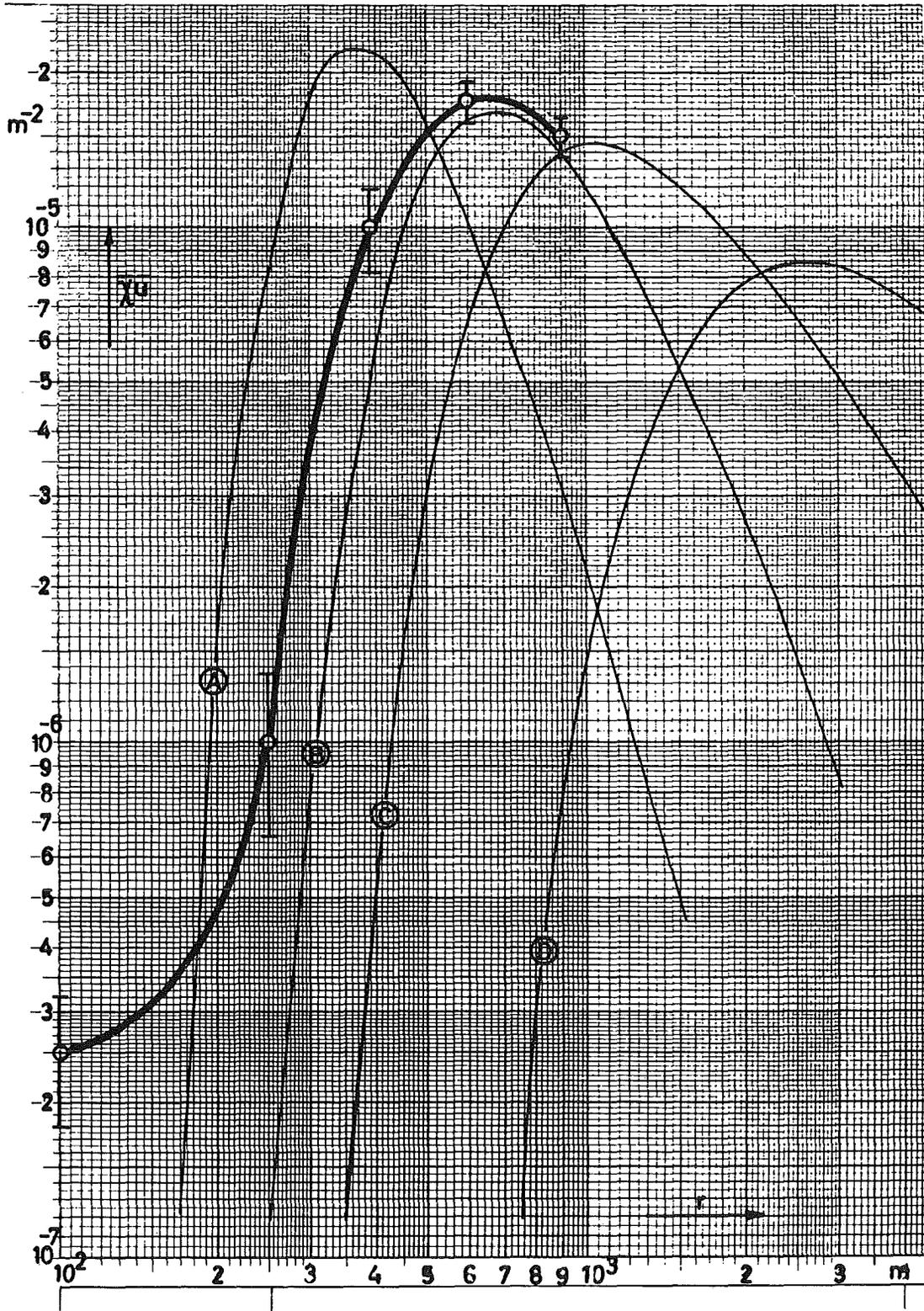


Abb. 9/14 Abhängigkeit des experimentell bestimmten Ausbreitungsfaktors $\bar{\chi}_D$ von der Quelledistanz r in Ausbreitungsrichtung, Versuch Nr. 17, diagn. Diffusionskategorie: C/D, Quellhöhe: 100 m, nur HTO als Tracer

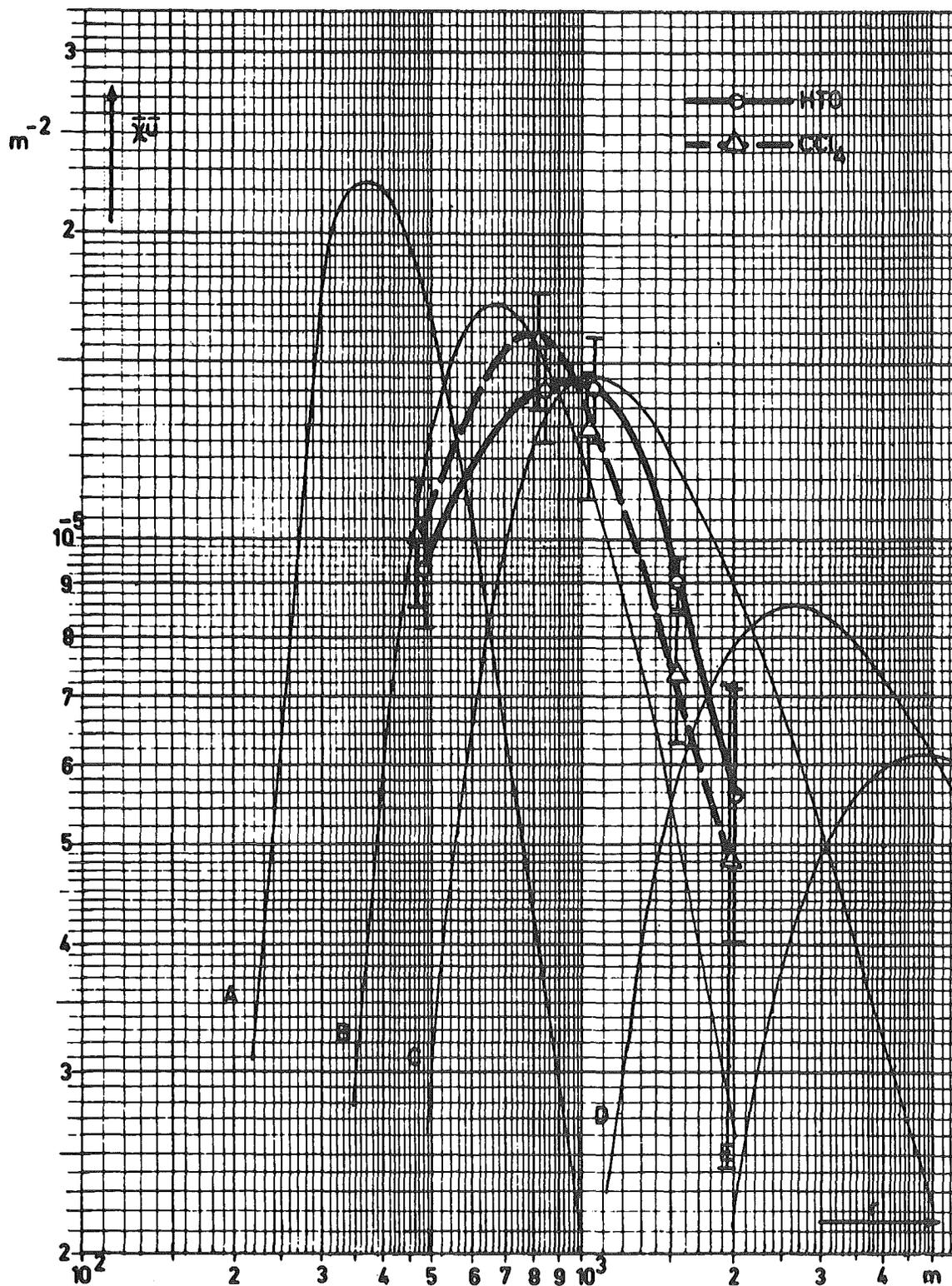


Abb. 9/15: Abhängigkeit des experimentell bestimmten Ausbreitungsfaktors $\bar{\chi}_u$ von der Quellsdistanz r in Ausbreitungsrichtung, Versuch Nr. 14, diagn. Diffusionskategorie: C/D, Quellhöhe: 100 m

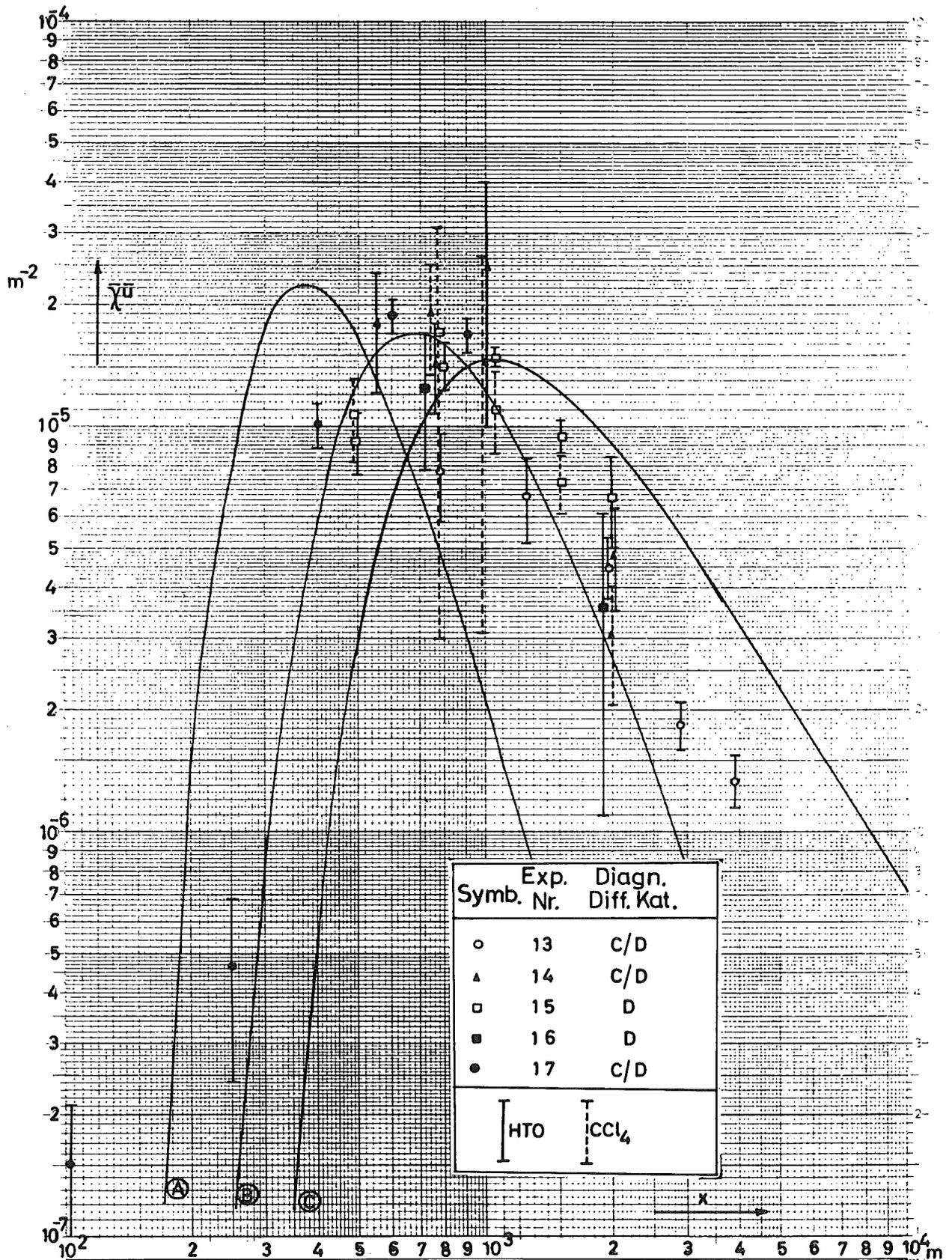


Abb. 9/16 Aus den Meßergebnissen der Ausbreitungsexperimente Nr. 13 bis 17 berechnete Ausbreitungsfaktoren $\bar{\chi}$ in Abhängigkeit von der Quelldistanz x

9.9 Forschungsprogramm zur Bestimmung der Tritiumkontamination der Umwelt

L.A. König, M. Winter, H. Schüler, W. Tachlinski

Das Forschungsprogramm zur Bestimmung der Tritiumkontamination der Umgebung des Kernforschungszentrums Karlsruhe wurde 1973 fortgesetzt. Tab. 9/6 gibt eine Übersicht über die Anzahl der Probenahmestellen und der untersuchten Proben, aufgeschlüsselt nach Wasserarten und den Jahresmittelwerten der gemessenen Tritiumkonzentrationen.

Wasserart	Zahl der Probenahmestellen	Zahl der Proben	Zahl der Probenahmestellen mit einem Tritiumkonzentrationsmittelwert in nCi/l von					
			<0,3	0,3-0,5	0,5-0,7	0,7-1,0	1,0-2,0	
a	Oberflächenwasser	38	840	10	16	8	2	2
	Trinkwasser	32	648	21	9	2	-	-
	Brunnenwasser	26	267	16	4	6	-	-
	Niederschlag	8	369	-	8	-	-	-
	Summe		2124					
b	Oberflächenwasser	4	204	3 Stellen zwischen 5,8 und 16 nCi/l 1 Stelle mit 783 nCi/l				
	Niederschlag	4	167	0,6 - 1,2 nCi/l				
	Summe		371					

Tab. 9/6 Anzahl der Probenahmestellen und der 1973 untersuchten Proben, aufgeschlüsselt nach Wasserarten und den Jahresmittelwerten der gemessenen Tritiumkonzentrationen

- a von Tritiumableitungen des Kernforschungszentrums unbeeinflusste Probenahmestellen
- b von Tritiumableitungen des Kernforschungszentrums beeinflusste Probenahmestellen

Den Erfahrungen folgend wird zwischen Probenahmestellen, die von Tritiumableitungen des Zentrums nicht beeinflusst werden können, und solchen, die beeinflusst werden, unterscheiden. Insgesamt wurden 1973 im Rahmen des Forschungsprogramms 2495 Wasserproben auf Tritium ausgemessen. Hinzu kommen noch 64 Einzelproben von Stellen, an denen wegen des Abstandes zum Kernforschungszentrum nicht regelmäßig Proben genommen werden können.

In Tab. 9/7 werden die Meßergebnisse für die Niederschläge in den Jahren 1972 und 1973 einander gegenübergestellt.

Die mittlere Tritiumkonzentration des Niederschlags war 1973 mit 0,43 nCi/l um nahezu die Hälfte niedriger als im Vorjahr. Die Tritiumflächenbelastung durch Niederschläge lag 1973 im Mittel bei 0,25 Ci/km². Bei der Mittelwertbildung wurden jene Meßstellen nicht berücksichtigt, bei denen die Meßwerte durch Immissionen aus dem Kernforschungszentrum beeinflusst waren.

Standorte der Niederschlags-sammler	1972			1973		
	M mm	\bar{a} nCi/l	A_F nCi/m ²	M mm	\bar{a} nCi/l	A_F nCi/m ²
<u>innerhalb KFZ</u>						
Dach Bau 123 ¹	359	1,63	585	538	0,84	452
Meßhütte West	620	0,81	504	661	0,70	466
Meßhütte NO	612	1,07	656	632	1,20	760
WAK	640	0,84	537	681	0,62	425
<u>außerhalb KFZ</u>						
Augustenberg ² (Grötzingen)	632	0,67	426	619	0,41	255
Bruchsal ³	429	1,02	438	687	0,35	242
Eggenstein ³	424	0,87	369	757	0,47	357
WW Tiefgestade (Leopoldshafen)	650	0,55	358	652	0,43	278
Raum Philipps- burg ⁴ , (Misch- probe 3 Stellen)	-	-	-	688	0,46	314
Speyer ⁴	-	-	-	453	0,43	196
Niederstotzingen	-	-	-	456	0,45	205
Buchmühle	-	-	-	460	0,42	192

¹ ohne März, Oktober und November 1972

² ohne Januar 1972

³ ohne Januar 1973

⁴ ohne 4. Quartal 1972

Tab. 9/7 Vergleich der Niederschlagsmengen M, der mittleren Tritiumkonzentration \bar{a} und der Tritiumflächenbelastung A_F für Sammelstellen innerhalb und außerhalb des KFZK für die Jahre 1972 und 1973

Während 1972 die Tritiumkonzentrationen in allen Oberflächengewässern noch unter der Tritiumkonzentration im Niederschlag lagen, trifft dies 1973 für die kleinen Gewässer gerade noch, für den Rhein aber nicht mehr zu. Die mittlere Tritiumkonzentration des Rheines lag 1973 mit ca. 0,6 nCi/l über dem Mittelwert von 0,43 nCi/l im Niederschlag.

Mit Hilfe eines für einen Kleincomputer erstellten Rechenprogrammes ist eine rasche graphische Darstellung der Meßergebnisse möglich geworden. In Abb. 9/17 sind Monatsmittelwerte und Fehlerbreiten der gemessenen Tritiumkonzentrationen des Rheins und in Abb. 9/18 die gleichen Größen für Grundwasser aus dem in Rheinufernähe gelegenen Wasserwerk "Tiefgestade" dargestellt. Zur Darstellung der Monatsmittelwerte wurde das Zeichen "#" verwendet, für den Bereich der Fehlerbreite das Zeichen "0".

Vergleicht man Abb. 9/17 und 9/18, so wird deutlich, daß der Anteil des uferfiltrierten Rheinwassers am Grundwasser des Wasserwerks erheblich ist.

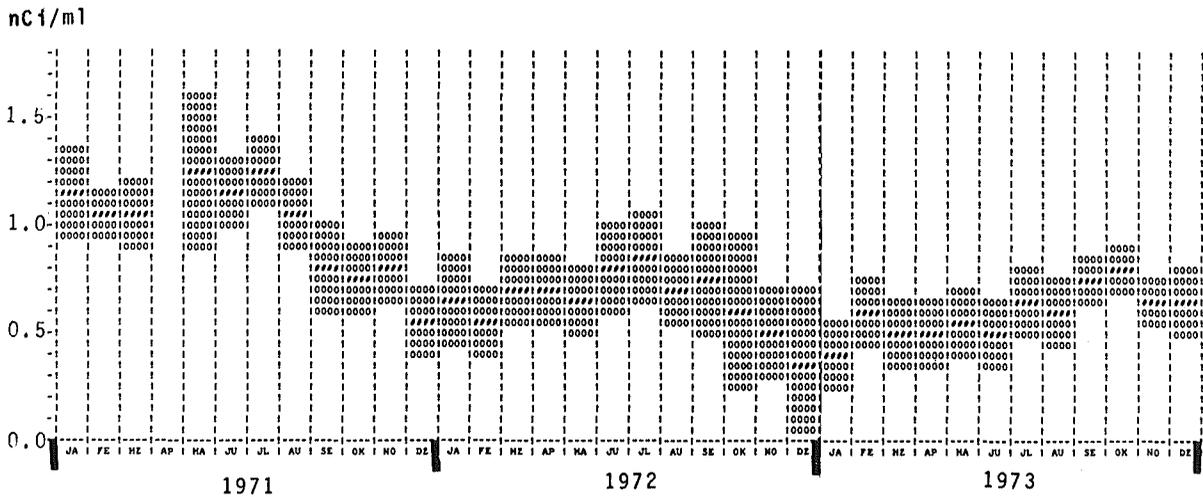


Abb. 9/17 Tritiumkonzentration des Rheins bei Leopoldshafen

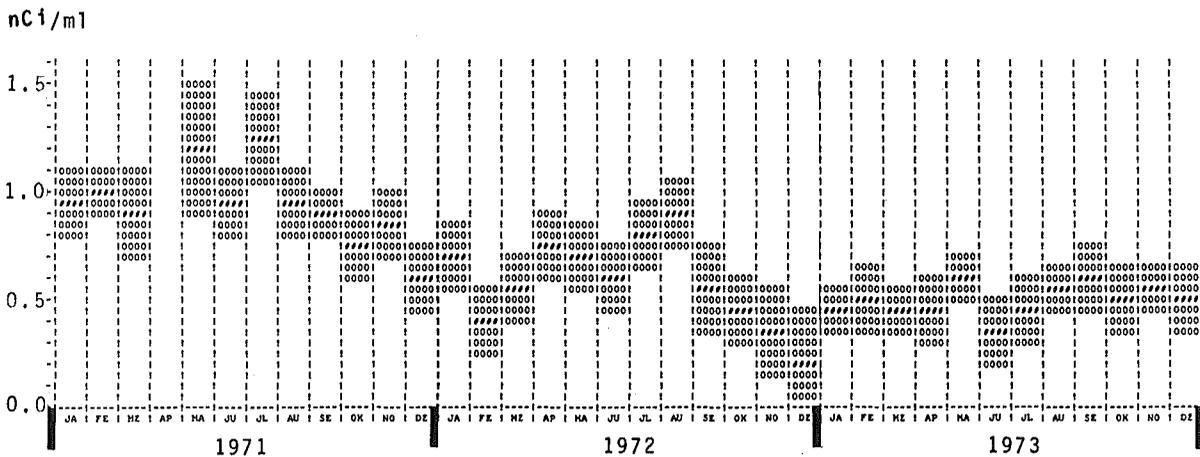


Abb. 9/18 Tritiumkonzentration des Grundwassers vom Wasserwerk "Tiefgestade" des KfZ

Geht man davon aus, daß die Tritiumkonzentration im menschlichen Körper im Mittel der Tritiumkonzentration des Trinkwassers entspricht, so erhält man bei Konzentrationen, wie sie 1973 das Trinkwasser aus dem Wasserwerk "Süd" des Kernforschungszentrums aufwies, einen Schätzwert für die Strahlenbelastung von 0,06 mR/Jahr. Trinkwasser, das vorwiegend Oberflächengewässern entstammt, wäre eine Strahlenbelastung im Bereich von 0,1 mR/Jahr zuzuordnen.

Mit der Ausdehnung des Meßprogramms auf die Untersuchung des Tritiumgehalts von Pflanzen wurde begonnen. Zur Gewinnung des in Pflanzen enthaltenen Wassers wurden zwei Verfahren parallel angewendet: 1. Die Vakuumdestillation, bei der das Pflanzenwasser durch Erwärmung der Probe unter Vakuum ausgetrieben und in Kältefallen gesammelt wird, und 2. die azeotrope Destillation mit Xylol. Erste Untersuchungen von Grasproben aus dem Nahbereich des Kernforschungszentrums lieferten Nullpegelwerte im Bereich von 0,6 bis 3 pCi Tritium/ml Pflanzenwasser.

9.10 Überwachung der Umgebung des KFZ Karlsruhe auf ^{239}Pu und ^{238}Pu

H. Schüttelkopf

Der Pu-Gehalt von Plankton- und Sedimentproben wird im für die Ableitung der Abwässer benutzten Altrheinarm einmal im Quartal bestimmt; zur Überwachung der Kontamination der Luft wird der Pu-Gehalt an drei Stellen monatlich in trockener und nasser Deposition und an 7 Stellen vierteljährlich in Pflanzenproben (meist Kiefernadeln) gemessen. Seit 1969 wurden ca. 500 Pu-Bestimmungen durchgeführt. Die Ergebnisse der Pu-Umgebungsüberwachung wurden außer in den jeweiligen Jahresberichten der Abteilung Strahlenschutz und Sicherheit zusammengefaßt in [46] veröffentlicht. Die Erfahrungen können wie folgt zusammengefaßt werden:

Kiefernadeln werden in der Literatur als ausgezeichnete Bioindikatoren für die Radioaktivität der Luft empfohlen. Ihr Aktivitätsgehalt ist proportional dem der Luft. Sie sind jahreszeitunabhängig verfügbar und es erfolgt starke Anreicherung der Luftaktivität an ihnen. In ausschließlich durch den Fallout kontaminierten Pflanzenproben wurden von uns $0,20 \pm 0,08$ pCi ^{239}Pu /g Asche gemessen. An wenigen Stellen der Grenzen des KFZK wurden zusätzlich $0,29 \pm 0,18$ pCi ^{239}Pu /g Asche ermittelt.

Die starke Anreicherung der Pu-Aktivität der Luft auf den Kiefernadeln konnte bestätigt werden. Die Proportionalität "Pu in Luft"/Pu in Pflanzenasche" muß aber in einzelnen Fällen in Frage gestellt werden; wurde in einem als "kontaminiert" erkannten Bereich (erhöhtes $^{238}\text{Pu}/^{239}\text{Pu}$ -Aktivitätsverhältnis des Reaktorplutoniums gegenüber dem Fallout-Plutonium) im folgenden Quartal abermals eine Pu-Bestimmung durchgeführt, konnte in keinem Fall eine Kontamination nachgewiesen werden. Dies zwingt zur Schlußfolgerung, daß nach einer Pu-Anlagerung an den Pflanzen wieder eine Pu-Abnahme erfolgt. Daher sind Kiefernadeln nicht für die Pu-Überwachung geeignet, wenn die Probenahme in großen zeitlichen Abständen erfolgt. Geeignet erscheinen Kiefernadeln zur Beurteilung der nach einer Pu-Emission aus einer kerntechnischen Anlage in der Umgebung aufgetretenen Pu-Konzentrationen. Die Kenntnis der Pu-Aktivität einer kontaminierten Pflanzenprobe, einer "Fallout-Probe" und der falloutbedingten Pu-Konzentration in der Luft erlaubt eine ausreichend genaue Abschätzung der durch die Pu-Emission verursachten Luftkontamination.

Die im KFZ Karlsruhe gemessenen ^{239}Pu -Depositionen werden in Tabelle 9/8 angegeben. Vergleicht man mit den nach Literaturangaben an anderen Stellen gefundenen 22-41 pCi/m²·a, so dürfen die meisten Jahresdepositionen als ausschließlich durch Fallout verursacht angesehen werden. Mit dem von M.T. Kleinmann und H.L. Volchok, Science, Vol. 166, October 1969, p. 376, bestimmten Proportionalitätsfaktor zwischen Deposition- und Konzentration läßt sich die mittlere Pu-Konzentration der Luft berechnen. Mit dieser kann die Jahresdosis eines Erwachsenen bestimmt werden.

Kalender- jahre	^{239}Pu -Aktivität in pCi/m ²		
	NO	W	WAK
1969	35.2 ¹⁾	30.8 ²⁾	6.8 ³⁾
1970	30.6	14.0	51.9
1971	23.6	21.2	11.0
1972	31.4	112.4	20.1
1973	10.1	28.7	38.2

¹⁾ Mai und Juli bis Dezember

²⁾ Mai bis Dezember

³⁾ Dezember

Tab. 9/8:

^{239}Pu -Depositionen an der N- und W-Grenze des KFZ Karlsruhe und an der WAK während der Jahre 1969 bis 1973

Die Sediment- und Planktonüberwachung im Altrheinarm, der zur Ableitung der Abwässer des KFZ Karlsruhe dient, zeigt Anfang 1971 ein Minimum im Pu-Gehalt. Seit Mitte 1973 wird in aliquoten Anteilen des gesamten abgegebenen Abwassers monatlich Pu bestimmt. Der höchste bisher gemessene Wert beträgt bei Berücksichtigung der Verdünnung im Altrhein $3 \cdot 10^{-10}$ Ci ^{238}Pu und $^{239}\text{Pu}/\text{m}^3$ und damit $6 \cdot 10^{-6}$ der maximal erlaubten Pu-Konzentration im Abwasser.

Die Pu-Umgebungsüberwachung einer kerntechnischen Anlage sollte folgende wesentliche Züge aufweisen:

1. Wegen der hohen Inhalationsdosisfaktoren von ^{239}Pu sollte der ^{239}Pu -Gehalt der Luft direkt im Luftstaub bestimmt werden. Nur wenn eine kontinuierliche Luftstaubsammlung nicht möglich ist, sollte man die Veränderung der Pu-Deposition im ungestörten Boden zur Beurteilung der Luftkonzentration heranziehen.
2. Das Abwasser soll durch direkte Messung des Pu-Gehaltes kontrolliert werden. Eventuelle Anreicherungen in den Sedimenten sollen durch eine jährliche Sammlung und Analyse einer angemessenen Zahl von Schlammproben aus dem Abwasserkanal oder Flußarm erkannt werden. Als biologische Indikatoren sollen Muscheln herangezogen werden, wenn diese als Nahrungsmittel dienen.

10. Strahlenschutzmedizin; Öffentlichkeitsarbeit

10.1 Strahlenschutzmedizinische Grundsatz- und Organisationsfragen

G. Möhrle

Die zunehmende Bedeutung ionisierender Strahlen in Forschung und Technik und insbesondere die expansive Nutzung der Kernenergie haben im Laufe der Jahre zu einem neuen, in sich geschlossenen und eigenständigen medizinischen Arbeitsgebiet - der Strahlenschutzmedizin - geführt. Es umfaßt die physikalischen und biologischen Grundlagen der Strahlenwirkung auf den Menschen, die gesundheitliche Überwachung beruflich strahlenexponierter Personen, die diagnostischen und therapeutischen Möglichkeiten und Maßnahmen bei den verschiedenen Formen von Strahleneinwirkungen sowie die Begutachtung von Schädigungsfolgen. Die konsequente Verwertung dieser wissenschaftlichen Erkenntnisse und praktischen Erfahrungen zur Optimierung der prophylaktischen Schutzmaßnahmen beim Umgang mit ionisierenden Strahlen für den Einzelnen als auch für die Umwelt ergeben eine sinnvolle Abrundung dieses Arbeitsgebietes.

Im Rahmen dieses Aufgabenbereiches war das Referat an der Diskussion um die Verabschiedung der neuen Euratom-Grundnormen im Wirtschafts- und Sozialausschuß der Europäischen Gemeinschaften beteiligt. In einer kleinen Arbeitsgruppe wurde ein Entwurf zur ärztlichen Überwachung beruflich strahlenexponierter Personen im Zusammenhang mit der Novellierung der Ersten Strahlenschutzverordnung fertiggestellt und außerdem gemeinsam die entsprechenden Bestimmungen in der neuen Röntgenverordnung anläßlich einer Informationstagung erläutert (14).

Die bisherigen Erfahrungen mit dem seit Anfang 1973 bei den in Betrieb befindlichen Kernkraftwerken eingeführten sog. Strahlenpaß (Nachweisbuch für beruflich strahlenexponierte Personen) wurden in dem strahlenschutzärztlichen Arbeitskreis der Vereinigung Deutscher Elektrizitätswerke diskutiert und Vorschläge für eine verbesserte Neuauflage vorgelegt. In Zusammenarbeit mit den Berufsgenossenschaften wurde ein Merkblatt für die Strahlenschutzüberwachung von Fremdfirmenpersonal in kerntechnischen Anlagen entworfen, wobei u. a. die generelle Einführung eines Strahlenpasses zumindest für diesen Personenkreis vorgesehen und gleichzeitig die Frage einer zentralen Strahlendosiskartei aller exponierten Beschäftigten mittels elektronischer Datenverarbeitung erörtert wurden.

Die Realisierung eines Gesamtkonzepts der Behandlung und Versorgung von Arbeitsunfällen infolge erhöhter Einwirkung ionisierender Strahlen, das sich in Anpassung an die jeweiligen Gegebenheiten von der Ersten Hilfe am Unfallort bis zur klinischen Spezialbehandlung erstreckt und eine gezielte und fachkundige strahlenschutzmedizinische Überwachung gewährleistet, wurde in Angriff genommen. Gemeinsam mit den Berufsgenossenschaften wurde ein Merkblatt "Erste Hilfe bei erhöhter Einwirkung ionisierender und Röntgenstrahlen" erarbeitet und zur Diskussion gestellt. In Gesprächen mit den zuständigen Gremien der Berufsgenossenschaften und der Aufsichtsbehörden sind organisatorische Vorbereitungen für die Anerkennung einer Klinik zur stationären Behandlung schwerer Arbeitsunfälle infolge erhöhter Strahleneinwirkung getroffen worden. Als Mindestvoraussetzung wurde neben einer günstigen Verkehrslage eine möglichst aseptische Unterbringung in Kombination mit einer Intensivpflegestation und allen anderen modernen klinischen Erfordernissen sowie die Möglichkeiten einer fachkundigen strahlenschutzphysikalischen und radiotoxikologischen Überwachung gefordert. Gleichzeitig muß ein spezielles Beraterteam mit besonderen Kenntnissen auf dem Gebiet der Diagnostik und Therapie von Strahlenschäden auf Abruf zur Verfügung stehen. Die noch vorhandene Lücke zwischen der Ersten Hilfe am Unfallort und dieser Spezialklinik soll durch regionale, nach Ballungsräumen orientierte, strahlenschutzphysikalische bzw. strahlenschutzmedizinische Diagnostikzentren geschlossen werden. Diese Zentren sollen eine Art Schaltstelle zwischen Unfallort und Klinik sein und die am ehesten

auftretenden ambulant zu überwachenden Arbeitsunfälle beim Umgang mit ionisierenden Strahlen betreuen. Das eingearbeitete Expertenteam dieser Einrichtungen soll dem erstversorgenden Arzt jederzeit beratend und unterstützend zur Seite stehen.

Der sich aufgrund der Novellierung der Euratom-Grundnormen und der Ersten Strahlenschutzverordnung abzeichnende erweiterte Aufgabenbereich des ermächtigten Arztes oder besser des zukünftigen Strahlenschutzarztes im Rahmen der Strahlenschutzmedizin wurde in einer zusammenfassenden Arbeit dargelegt (37). Strahlenbiologische Umweltprobleme im Zusammenhang mit der Errichtung von Kernkraftwerken sind sowohl als Sachverständiger von Genehmigungsbehörden als auch bei ärztlichen Fortbildungsveranstaltungen erörtert worden. Insgesamt war das Referat im Berichtsjahr 1973 in 8 verschiedenen Fach- bzw. ad-hoc-Ausschüssen, Arbeitskreisen und -gruppen tätig.

10.2 Kernenergie und Öffentlichkeit

H. Grupe

Das im November 1972 eingerichtete Referat Kernenergie und Öffentlichkeit hat im Jahr 1973 eine Reihe verschiedenster Aufgaben wahrgenommen, die der sachlichen Unterrichtung der Öffentlichkeit sowie der Bearbeitung von Argumenten und Gegenargumenten aus der Nuklearen Kontroverse dienten. Im Briefwechsel mit Privatpersonen, Institutionen und Zeitungsredaktionen wurden Auskünfte erteilt, Informationsschriften und Veröffentlichungen versandt, Kritiken und Leserbriefe verfaßt. Zu den Korrespondenzpartnern gehörten auch Anfrager aus dem Ausland: der Schweiz, Luxemburg, Belgien und Spanien. Führungen und Diskussionen mit Einzelbesuchern und Gruppen im Kernforschungszentrum halfen zur Klärung aktueller Fragen.

In Vorträgen konnte die Unterrichtung der Öffentlichkeit wahrgenommen werden, während bei der Teilnahme an Tagungen und Klausuren mehr die rezeptive Erfassung aktueller Probleme im Vordergrund stand. Die Beobachtung von öffentlichen Terminen und Anhörungen diente dem Studium der Argumente, die von Bürgerinitiativen, Umweltschutzverbänden und Kernenergiegegnern vorgebracht werden.

Daneben wurde eine Reihe von Sonderaufgaben durchgeführt, die mit der Abfassung und Überprüfung von Texten, der Neuauflage von Informationsschriften und der Zusammenstellung von ad-hoc-Informationen verbunden waren. Die Sichtung und Sammlung von Veröffentlichungen und aktuellen Informationen über alle einschlägigen Fragen der Nuklearen Kontroverse wurde planmäßig fortgesetzt.

11. Beratertätigkeit, Bibliographie

11.1 Beratertätigkeit

Reaktorsicherheitskommission, Hauptausschuß

RSK-Unterausschuß "WAK"

RSK-Unterausschuß "SNR"

RSK-Unterausschuß "THTR"

RSK-Unterausschuß "Leitlinien DWR"

RSK-Unterausschuß "Leitlinien SWR"

RSK-Unterausschuß "Brennelementherstellung"

RSK-Unterausschuß "Standortfragen"

RSK-Unterausschuß "BBR, Wenese"

Fachausschuß Strahlenschutz und Sicherheit, BMI

Sachverständigenkreis "Strahlenschutztechnik", BMI

Sachverständigenkreis "Behandlung und Beseitigung radioaktiver Abfälle", BMFT

"Notfallschutz-Organisation", ad hoc-Ausschuß des BMI

"Planungsrichtwerte/Abluft", ad hoc-Ausschuß des BMI

"Planungsrichtwerte/Abwasser", ad hoc-Ausschuß des BMI

"Radioökologie-Oberflächengewässer", ad hoc-Ausschuß des BMI

"Nukleare Meßtechnik", ad hoc-Ausschuß des BMI

"Rückhaltung radioaktiver Stoffe/Luft", ad hoc-Ausschuß des BMI

"Biologische und medizinische Strahlenschutzprobleme", ad hoc-Ausschuß des BMI

"Erarbeitung von einheitlichen Meßvorschriften zur Ermittlung und Überwachung radioaktiver Emissionen aus Kernkraftwerken", Ausschuß des BGA, Berlin

"Grundsatzfragen zur meßtechnischen Erfassung von Ableitungen radioaktiver Stoffe in Luft und Wasser bei Kernkraftwerken", ad hoc-Ausschuß des BMI

"Erhebungsmessungen zur Erfassung der derzeitigen Strahlenbelastung in Wohn- und Aufenthaltsräumen", ad hoc-Ausschuß des BMI

"Arbeitsgruppe von Experten zur Erörterung der Neufassung der 1. Strahlenschutzverordnung", BMI

Studiengruppe "Grundnormen" der Fachlichen Gruppe für Atomfragen des Wirtschafts- und Sozialausschusses der Europäischen Gemeinschaften

"Lüftungs- und Abgasanlagen in kerntechnischen Anlagen", Arbeitsausschuß des Fachnormenausschusses Kerntechnik

"Umschlossene Strahler", Arbeitsausschuß des Fachnormenausschusses Kerntechnik

"Radioaktivitätsüberwachung der Luft", Arbeitsausschuß des Fachnormenausschusses Kerntechnik

"Terminologie", Arbeitsausschuß des Fachnormenausschusses Kerntechnik

"Strahlenschutzdosimeter", Arbeitsausschuß des Fachnormenausschusses Radiologie

"Strahlungsmeßgeräte", Komitee der Deutschen Elektrotechnischen Kommission

"Strahlenschutzinstrumentierung", Komitee 45B der Internationalen Elektrotechnischen Kommission (IEC)

"Technische Empfehlungen für Glasdosimeter", Arbeitsgruppe der Direktion Gesundheitsschutz der Kommission der Europäischen Gemeinschaften

"Personendosimetrie", Sachverständigenausschuß der Direktion Gesundheitsschutzausschuß der Kommission der Europäischen Gemeinschaften

Int. Coordination Committee for Research on the Natural Radiation Environment

"Messen meteorologischer Daten", Ausschuß der VDI-Kommission Reinhaltung der Luft

"Praktische Anwendung der Ausbreitungsrechnung für radioaktive Substanzen", Ausschuß der VDI-Kommission Reinhaltung der Luft

Arbeitskreis "Dosimetrie", Fachverband für Strahlenschutz

Arbeitskreis "Medizin und Biologie", Fachverband für Strahlenschutz

Arbeitskreis "Arbeitsplatzüberwachung", Fachverband für Strahlenschutz

Arbeitskreis "Ausbildung", Fachverband für Strahlenschutz

Arbeitskreis "Umweltüberwachung", Fachverband für Strahlenschutz

Beirat der Zentralstelle für Atomkernenergie-Dokumentation (ZAED)

"Gefährdung durch Kernkraftwerke", Arbeitskreis des Wissenschaftlichen Beirats der Bundesärztekammer

"Strahlenschutzärzte", Arbeitskreis der VDEW

"Erste Hilfe bei Strahlenunfällen", Ausschuß des Hauptverbandes der gewerblichen Berufsgenossenschaften

"Merkblatt für Strahlenschutzüberwachung", Arbeitskreis der Berufsgenossenschaft Feinmechanik und Elektrotechnik

"Sicherungsmaßnahmen an Maschinen", Arbeitsausschuß des Fachnormenausschusses Maschinenbau

"Bauliche Einrichtungen", Berufsgenossenschaftlicher Fachausschuß

"Kerntechnik", Arbeitskreis des berufsgenossenschaftlichen Fachausschusses Elektrotechnik

"Sicherheitstechnik", Arbeitskreis im Verein deutscher Sicherheitsingenieure

11.2 ASS-Berichte 1973, unveröffentlicht

I. Baumann

^{129}J -Bestimmung durch Adsorption an einem Anionenaustauscher und direkter Neutronenaktivierung

A. Bayer, J. Bogen, (Redaktion), F. Horsch, H. Schüttelkopf, M. Winter

Bericht vom IAEA/NEA/WHO-Symposium on Environmental Behaviour of Radionuclides Released in the Nuclear Industry, 14.-18. Mai 1973, Aix-en-Provence

J. Bogen

Spurengase in der Atmosphäre; Arbeitsbericht anlässlich der Teilnahme am "International Symposium on Atmospheric Trace Gases", Mainz, Germany, April 2-6, 1973

J. Bogen

Bericht vom Noble Gases Symposium, 24.-28. Sept. 1973, Las Vegas, Nevada, USA

J. Bogen

Bericht über eine Informationsreise zu Forschungseinrichtungen in den USA, Sept./Okt. 1973

W. Comper

Kritikalitätsbetrachtung zu einem Transportbehälter für Brennelemente

C. Decker

Ausmessung der Strahlenfelder in der Umgebung des Abfallagers der ADB

H. Deuber

Auftreten und Abscheidung von hypoiodiger Säure aus der Raum- und Abluft kerntechnischer Anlagen

H. Doerfel

Bericht über das 4th International Symposium on Exoelectron Emission and Dosimetry, 1.-3. Okt. 1973, Liblice, CSSR

H. Dilger

Test von zwei Feuchtemeßgeräten

H. Dilger

Auswertung von Messungen mit Vektor-Windfahnen und Horizontalkomponenten-Windfahne

K. Gross

Empfindlichkeit einiger Stabdosisimeter und Thermolumineszenzdosisimeter gegenüber energiereicher Röntgenstrahlung und β -Strahlung

H. Grupe

Internationales Kolloquium "Kernenergie und Umwelt" in Liège, Belgien, 22.-25. Jan. 1973

H. Grupe

Öffentliches Gespräch über Nutzen und Risiko der Kernkraftwerke, Luxemburg, 5. Apr. 1973

H. Grupe

Bericht über Aufgaben und Tätigkeit des Referates Kernenergie und Öffentlichkeit

H. Grupe

Reaktortagung 1973, Karlsruhe; Bericht über ausgewählte Vorträge und Veranstaltungen

J. Hastreiter

Ausmessen der Strahlenfelder in und an Gebäude 545 "Deko-flüssig". Lokalisierung der Strahlenquellen

J. Hiller, W. Hübschmann, D. Nagel, H. Schüttelkopf, D. Schwenke (Redaktion),
S. Vogt, M. Winter

Bestimmung der atmosphärischen Ausbreitung von tritiiertem Wasserdampf und von Frigen-11 in der Umgebung nach Abgabe über den Abluftkamin des FR 2

I. Hofmann, E. Piesch

Erste Ergebnisse der Erhebungsmessungen in Wohn- und Aufenthaltsräumen im Raum Karlsruhe

W. Hübschmann

IAEA-Panel Meeting on Thermal Discharges from Nuclear Power Plants and their Impact on the Environment, Wien, 23.-27. Okt. 1972

W. Hübschmann, D. Nagel

Programm GAUS, Graphische Darstellung der Ergebnisse von Ausbreitungsversuchen

W. Hübschmann, P. Thomas

Reaktortagung 1973, Karlsruhe; Bericht über ausgewählte Vorträge und Veranstaltungen

W. Hübschmann, D. Nagel

Ausbreitungsversuche Nr. 13 bis 18, Darstellung der modifizierten Meßwerte

W. Hübschmann, K. Nester

3. Internationaler Kongreß Reinhaltung der Luft, 8.-12. Okt. 1973 in Düsseldorf

H. Kiefer, W. Koelzer, G. Stäblein

Erfahrungen bei der Information der Öffentlichkeit über Kernenergie

R. Kühr

Zusammenhänge zwischen Tritiumkonzentrationen im Gebiet des Vorfluters und den Abwasserableitungen des KFZK

W. Koelzer

Allgemeine Strahlenbelastung des modernen Menschen - Bericht über eine Informations-
tagung in Zürich

W. Koelzer

Kommunikations- und Dialogtraining - Bericht über ein PR-Seminar des Deutschen
Atomforums

W. Koelzer

Bericht über das IRS-Fachgespräch 1973 über Notkühlung in Kernkraftwerken

W. Koelzer, E. Piesch, G. Stäblein, M. Winter

Bericht über den 3. IRPA-Kongreß, 9.-14. Sept. 1973, Washington

I. Menzenhauer, D. Papadopoulos

Annäherung der Meßpunkte (y,x) durch die Gerade $Y(x) = \alpha x + \beta$ nach der Methode der kleinsten Quadrate

J. Meyerhoff

Messung von ^{131}J in der Abluft eines Forschungsreaktors

D. Nagel

Programmbeschreibung - Auswertung der Tritiumproben eines Ausbreitungsversuches

K. Nester

Auswertung des Temperaturprofils hinsichtlich des Auftretens von Höheninversionen

K. Nester

Ausbreitungsstatistik der Jahre 1968, 1969 und 1970

K. Nester, P. Thomas

IAEA-WMO-Symposium on the Physical Behaviour of the Radioactive Contaminants in the Atmosphere, 12.-16. Nov. 1973, Wien

W. Neumann

Studie über den heutigen Stand der nuklearen Notfallschutzplanung in der BRD

W. Neumann

Studie über den heutigen Stand der Notfallinstrumentierung

W. Neumann

Instrumentierung für kerntechnische Anlagen zur Messung radioaktiver Freisetzungen in Notfallsituationen

D. Papadopoulos

Berechnung der durch eine Linienquelle verursachten Gamma-Dosen

D. Papadopoulos

Berechnung der γ -Dosisleistung im Zentrum einer homogen aktivierten Kugel

E. Piesch

Bericht über die Sitzung des Coordination Committee for Research on the Natural Radiation Environment am 12. Sept. 1973 in Washington

E. Piesch, I. Hofmann

Ergebnisse der Erhebungsmessungen in Wohnungen aus dem Regierungsbezirk Schwaben

A. Schmitt

Untersuchung der "Abwurfsonde" am Hochdosisstand

A. Schmitt

Emissions- und Immissions-Messung im KFZK

A. Schmitt, M. Steinlein

Plateaukurven von Großflächen-Durchflußzählern bei verschiedenen Mischungsverhältnissen von Argon-Methan

H. Schüler

Zeitliches Driften der Untergrundrate in einem Flüssigszintillations-Spektrometer

H. Schüttelkopf, J. Hiller

Erfahrungen mit CCl_4 als Leitsubstanz zur Messung der atmosphärischen Ausbreitung nach Abgabe vom Abluftkamin des FR 2

W. Tachlinski

Messung des Tritiumgehaltes in Pflanzen

P. Thomas

Tritium-Ausbreitungsversuche Nr. 8 bis Nr. 18 - Bestimmung der Ausbreitungsparameter

P. Thomas, I. Menzenhauer

On-line Bestimmung der Konzentrationsverteilung bei Einheitsemission und Darstellung auf einem Sichtgerät

S. Vogt

Meteorologische Daten der Ausbreitungsversuche Nr. 13-18

S. Vogt

Klassifizierung der Ausbreitungsbedingungen

S. Vogt

Ausbreitungsklimatologischer Standortvergleich

S. Vogt, H. Schüttelkopf, J. Hiller, D. Nagel

Bestimmung der atmosphärischen Ausbreitung von Tetrachlorkohlenstoff nach Abgabe über den Abluftkamin des FR 2, Versuch Nr. 20 am 17.7.1973

S. Vogt, H. Schüttelkopf, J. Hiller

Messung der atmosphärischen Ausbreitung von Frigen 11 nach Abgabe über den Abluftkamin des FR 2, Versuch Nr. 21 am 8.8.1973

S. Vogt, D. Schwenke (Redaktion), H. Schüttelkopf, W. Hübschmann, D. Nagel

Bestimmung der atmosphärischen Ausbreitung von tritiiertem Wasserdampf und von Frigen-11 in der Umgebung nach Abgabe über den Abluftkamin des FR 2, Versuch Nr. 22 am 25.9.1973

S. Vogt, M. Winter (Redaktion), D. Schwenke, H. Schüttelkopf, J. Hiller,

W. Hübschmann, D. Nagel

Bestimmung der atmosphärischen Ausbreitung von tritiiertem Wasserdampf und von Tetrachlorkohlenstoff in der Umgebung nach Abgabe über den Abluftkamin des FR 2, Versuch Nr. 19 am 22.5.1973

S. Vollmar

Bestimmung der Radioaktivität in verschiedenen Baumaterialien

A. Weinert

Probleme der Aerosol-Filterprüfung, Bericht über einen Informationsbesuch am Chemical Defence Establishment in Porton Down, England

J.G. Wilhelm

Jod-Überwachung

J.G. Wilhelm, K. Gerlach

Ergebnisse und Erfahrungen aus der Untersuchung von Jodfiltern

E. Windbühl
Unfallstatistik 1972

E. Windbühl
13. Kongreß für Arbeitsschutz und Arbeitsmedizin, 3.10.-6.10.1973 in Düsseldorf

M. Winter
Die Änderungen des wasserrechtlichen Erlaubnis- und Genehmigungsbescheids vom 25. Mai 73 und ihre Bedeutung für die Abwasserüberwachung des Kernforschungszentrums Karlsruhe

M. Winter, D. Schwenke
Ergebnisse der Umgebungsüberwachung 1972

M. Winter, D. Schwenke
Bestimmung der atmosphärischen Ausbreitung von tritiiertem Wasserdampf in der Umgebung nach Abgabe über den Abluftkamin des FR 2, Versuch Nr. 13 am 11.1.1973

M. Winter, D. Schwenke
Bestimmung der atmosphärischen Ausbreitung von tritiiertem Wasserdampf in der Umgebung nach Abgabe über den Abluftkamin des FR 2, Versuch Nr. 14 am 25.1.1973

M. Winter, D. Schwenke
Bestimmung der atmosphärischen Ausbreitung von tritiiertem Wasserdampf in der Umgebung nach Abgabe über den Abluftkamin des FR 2, Versuch Nr. 15 am 8.2.1973

M. Winter, D. Schwenke
Bestimmung der atmosphärischen Ausbreitung von tritiiertem Wasserdampf in der Umgebung nach Abgabe über den Abluftkamin des FR 2, Versuch Nr. 16 am 22.2.1973

M. Winter, D. Schwenke
Bestimmung der atmosphärischen Ausbreitung von tritiiertem Wasserdampf in der Umgebung nach Abgabe über den Abluftkamin des FR 2, Versuch Nr. 17 am 9.3.1973

M. Winter, D. Schwenke
Bestimmung der atmosphärischen Ausbreitung von tritiiertem Wasserdampf in der Umgebung nach Abgabe über den Abluftkamin des FR 2, Versuch Nr. 18 am 20.3.1973

11.3 Veröffentlichungen 1973

- [1] Berger, H.U.
Die ISO-Norm "Empfehlung für die Probenahme von in der Luft enthaltenen radioaktiven Stoffen".
Kolloquium Raum- und Abluftüberwachung auf Radioaktivität, Kernforschungszentrum Karlsruhe, 15.-16. November 1973, KFK-1899 (Nov. 1973)
- [2] Bogen, J.
Trace Element Concentrations in Atmospheric Aerosol and Rain Water Measured by Neutron Activation and Gamma-Ray Spectroscopy.
Symposium on the Use of Nuclear Techniques in Comparative Studies of the Fate and Significance of Foreign Substances in Food and Environment, Ontaniemi/Finnland, August 27-31, 1973

- [3] Bogen, J.
Radon-222 Measurements aboard an Airplane for Description of Atmospheric Diffusion.
Noble Gases Symposium, Las Vegas, September 24-28, 1973
- [4] Bogen, J.
Trace Elements in Atmospheric Aerosol in the Heidelberg Area, Measured by Instrumental Neutron Activation Analysis.
Atmospheric Environment, 7 (1973) S. 1117-25
- [5] Bogen, J.
Trace Elements in Precipitation and Cloud Water in the Area of Heidelberg, Measured by Instrumental Neutron Activation Analysis.
Journal of Atmospheric Environment (im Druck)
- [6] Bogen, J.
Bestimmung von Spurenelement-Konzentrationen im atmosphärischen Aerosol und Niederschlag mit Neutronenaktivierungsanalyse.
Umwelt-Kolloquium, Kernforschungszentrum Karlsruhe, 12. November 1973
- [7] Burgkhardt, B.; Piesch, E.
In-Phantom-Dosimetrie mit einer ^{238}Pu -Kapsel für Herzschrittmacher.
7. Jahrestagung des Fachverbandes für Strahlenschutz, Bern, 21.-22. März 1973
- [8] Burgkhardt, B.; Piesch, E.; Winter, M.
Long-term Use of Various Solid-state Dosimeters for Environmental Monitoring of Nuclear Plants - Experience and Results.
3. International Congress of the International Radiation Protection Association, Washington, D.C., September 9-14, 1973
- [9] David, J.; Jacobi, W.; Kossel, F.; Piesch, E.; Regulla, D.; Wachsmann, F.
Aspekte der Personendosimetrie.
GSF-Bericht-S 249, Dezember 1973
- [10] Dillmann, H.G.; Brüderle, F.; Wilhelm, J.G.
Der technische Filterprüfstand in Karlsruhe.
Seminar über Jodfilter und ihre Prüfung, Kommission der Europäischen Gemeinschaften, Kernforschungszentrum Karlsruhe, 4.-6. Dezember 1973
- [11] Doerfel, H.; Piesch, E.
A new approach in the description of TSEE glow curves.
4. International Symposium on Exoelectron Emission and Dosimetry, Liblice/CSSR, October 1-3, 1973
- [12] Fessler, H.; König, L.A.; Nester, K.; Winter, M.
Preliminary Experience Gained in Monitoring ^{85}Kr -Immissions in the Neighborhood of the Karlsruhe Reprocessing Plant.
Symposium on Environmental Behaviour of Radionuclides Released in the Nuclear Industry, Aix-en-Provence, 14-18 May 1973, IAEA/SM-172/23
- [13] Furrer, J.; Wilhelm, J.G.
Jodfilterung aus der Abluft von Wiederaufarbeitungsanlagen.
Seminar über Jodfilter und ihre Prüfung, Kommission der Europäischen Gemeinschaften, Kernforschungszentrum Karlsruhe, 4.-6. Dezember 1973

- [14] Hinz, G.; Möhrle, G.; Zimmer, F.
Ärztliche Überwachung.
14. Jahrestagung der Vereinigung Deutscher Strahlenschutzärzte,
Würzburg, 16.-17. November 1973
- [15] Hübschmann, W.
Emission und Ausbreitung radioaktiver Spaltprodukte in der Atmosphäre.
Kerntechnik, 15 (1973) S. 57-64
- [16] Hübschmann, W.
Theoretische und experimentelle Untersuchungen zur Ausbreitung radioaktiver Gase.
Jahreskolloquium 1973 des Projektes Nukleare Sicherheit, Karlsruhe, 11. Dez. 1973
- [17] Hübschmann, W.; Kropp, L.; Lenhardt, H.; Nester, K.; Ottes, J.
Digitale Datenerfassung meteorologischer Meßwerte.
Staub - Reinhaltung der Luft, 33 (1973) S. 245-48
- [18] Hübschmann, W.; Nester, K.
Eine Neubewertung der atmosphärischen Diffusion bei Reaktorstörfällen in deterministischer und probabilistischer Sicht.
Atomkernenergie, 20 (1972) S. 315-19
- [19] Hübschmann, W.; Nester, K.
Strahlenbelastung durch Jod bei Reaktorunfällen mit Kühlmittelverlust und undichtem Sicherheitsbehälter.
Reaktortagung, Karlsruhe, 10.-13. April 1973, Deutsches Atomforum e.V., Kerntechnische Ges. im Dt. Atomforum e.V., Leopoldshafen 1973; ZAED S. 594-97
- [20] Hübschmann, W.; Nester, K.
Meteorologische Auswirkungen der Abwärme aus Kühltürmen.
Deutsches Atomforum, Sonderdrucke, S-11 (1973)
- [21] Kiefer, H.
Strahlenschutzerfahrung in der Kerntechnik.
Kolloquium über Reaktorsicherheit des Instituts für Kerntechnik, Universität Stuttgart, Stuttgart, 6. Juli 1973
- [22] Kiefer, H.
Strahlenschutzerfahrungen in der Kerntechnik.
Workshop "Kernenergie", Walldorf, 6.-8. November 1973
- [23] Kiefer, H.; Koelzer, W. (Hrsg.)
Abteilung Strahlenschutz und Sicherheit.
Jahresbericht 1972.
KFK-1818 (Mai 73)
- [24] Kiefer, H.; Koelzer, W.
Abteilung Strahlenschutz und Sicherheit.
Achema-Jahrbuch 1971/73. Frankfurt (Main): Dechema (1973), Bd. 1, S. 409-11
- [25] Kiefer, H.; Koelzer, W.; Stäblein, G.
Informing the Public about Nuclear Energy.
3. International Congress of the International Radiation Protection Association, Washington, D.C., September 9-14, 1973

- [26] Koelzer, W.
Strahlenbelastung des Menschen.
VDI-Nachrichten, 27 (1973) No. 16, S. 18-19
- [27] Koelzer, W.
Auswirkungen radioaktiver Emissionen von Kernkraftwerken auf die Umgebung.
Diskussionsveranstaltung: Kernkraftwerke und Umwelt, Buchs/SG, Schweiz, 3. Juli 1973
DATF Sonderdrucke, S-8, Hrsg.: Deutsches Atomforum e.V. Bonn: Deutsches Atomforum
e.V. 1973, 10 S.
- [28] Koelzer, W.
Kernenergie. Begriffe, Hinweise, Tabellen.
Karlsruhe: Ges. für Kernforschung 1973, 177 S.
Bonn: Deutsches Atomforum e.V.
- [29] Koelzer, W.
Nuclear Energy and the public. - Report from the Federal Republic of Germany,
Part III.
Vortrag auf dem EAES-Symp. in Fontenay-aux-Roses, 5.-6. April 1973 (confidential)
- [30] König, L.A. (Hrsg.)
Raum- und Abluftüberwachung auf Radioaktivität.
Kolloquium 15. u. 16. November 1973, Kernforschungszentrum Karlsruhe.
KFK-1899 (Nov. 1973)
- [31] König, L.A.; Nester, K.; Schüttelkopf, H.; Winter, M.
Experiments Conducted at the Karlsruhe Nuclear Research Center to Determine
Diffusion in the Atmosphere by means of Various Tracers.
Symposium on the Physical Behaviour of Radioactive Contaminants in the Atmosphere,
Wien, November 12-16, 1973
- [32] König, L.A.; Piesch, E.; Schieferdecker, H.
Gegenüberstellung der Ergebnisse der Raumluftüberwachung und der Inkorporations-
überwachung im Kernforschungszentrum Karlsruhe.
Kolloquium Raum- und Abluftüberwachung auf Radioaktivität, Kernforschungszentrum
Karlsruhe, 15.-16. November 1973
KFK-1899 (Nov. 1973)
- [33] König, L.A.; Schieferdecker, H.
Assessment of Uranium and Plutonium Body Burden, Methods and Techniques.
Atomic Energy Review (im Druck)
- [34] König, L.A.; Wilhelm, J.G.; Dillmann, H.G.
Kontinuierliche Probenahme zum Nachweis von wassergebundenem Tritium.
Atomwirtschaft - Atomtechnik, 18 (1973) S. 582-83
- [35] König, L.A.; Winter, M.
Investigation of the Tritium Level in the Environment of the Karlsruhe Nuclear
Research Center.
3. International Congress of the International Radiation Protection Association,
Washington, D.C., September 9-14, 1973
- [36] König, L.A.; Winter, M.
Messung und Überwachung der in der Umwelt erzeugten Kontaminationen durch Tritium.
Jahreskolloquium 1973 des Projektes Nukleare Sicherheit, Karlsruhe, 11. Dezember 1973

- [37] Möhrle, G.
Der ermächtigte Arzt und seine derzeitige und künftige Funktion im Rahmen der Strahlenschutzmedizin.
GSF-K-77 (Juli 73)
- [38] Nester, K.; Hübschmann, W.
Meteorologische Auswirkungen durch Verlustwärmeabgabe über Kühltürme.
Vortrag im Rahmen des PNS-Seminars, Karlsruhe, 27. Juni 1973
- [39] Nester, K.; Hübschmann, W.
Die Dosisstatistik als Mittel zur Beurteilung der Umweltbelastung durch Schadstoffemissionen in die Atmosphäre.
Proceedings of the 3. International Clean Air Congress, Düsseldorf, 8.-12. Okt. 1973, Düsseldorf: VDI-Verlag 1973, S. B85-B89
- [40] Piesch, E.
Direktmessung der Körperdosis in der Personendosimetrie.
KFK-1829 (Juni 73)
- [41] Piesch, E.
Festkörperdosimetrie - 10 Jahre Routineeinsatz und Entwicklung.
Kerntechnik 16 (1974) S. 71-81
- [42] Piesch, E.
Einsatz neuerer Meßmethoden zur Neutronendosimetrie.
Kolloquiums-Vortrag der Physikalisch-Technischen Bundesanstalt, Braunschweig, 27. Juni 1973
- [43] Piesch, E.
Low-Level Monitoring with Solid-State Dosimeters.
Environmental Monitoring Workshop, ORNL, Oak Ridge/USA, 28. August 1973
- [44] Piesch, E.; Burgkhardt, B.
Comparison of Albedo-Dosimeters and Nuclear Track Detectors for Neutron Monitoring.
3. International Congress of the International Radiation Protection Association, Washington D.C., September 9-14, 1973
- [45] Piesch, E.; Burgkhardt, B.; Kollmeier, W.
In vivo Measurement of Gamma and Neutron Dose on Patients with implanted ^{238}Pu -Cardiac Pacemaker.
Physics in Medicine and Biology (im Druck)
- [46] Schüttelkopf, H.
Environmental Surveillance for Plutonium at the Karlsruhe Nuclear Research Center from 1969 until 1973.
Symposium on Environmental Surveillance Around Nuclear Installations, Warsaw, November 5-9, 1973
- [47] Wilhelm, J.G.
Entwicklung eines Meßgerätes zur kontinuierlichen Luftüberwachung auf Radiojod.
Atomwirtschaft - Atomtechnik, 18 (1973) S. 297-99
- [48] Wilhelm, J.G.
Jod-Überwachung.
GfK-Kolloquium "Raum- und Abluftüberwachung auf Radioaktivität", Karlsruhe, 15.-16. November 1973, KFK-1899 (Nov. 1973)

- [49] Wilhelm, J.G.
Neue Entwicklungen auf dem Gebiet der Abgassysteme für kerntechnische Anlagen.
Jahreskolloquium 1973 des Projektes Nukleare Sicherheit, Karlsruhe, 11. Dez. 1973
- [50] Wilhelm, J.G.
Verhalten von Jod-Sorptionsmaterialien.
Seminar über Jodfilter und ihre Prüfung, Kommission der Europäischen Gemeinschaften,
Kernforschungszentrum Karlsruhe, 4.-6. Dezember 1973
- [51] Wilhelm, J.G.; Dillmann, H.G.; Gerlach, K.
Prüfung von Jodfilteranlagen.
Seminar über Jodfilter und ihre Prüfung, Kommission der Europäischen Gemeinschaften,
Kernforschungszentrum Karlsruhe, 4.-6. Dezember 1973
- [52] Wilhelm, J.G.; Gerlach, K.
Ergebnisse und Erfahrungen aus der Untersuchung von Jodfiltern.
Seminar über Jodfilter und ihre Prüfung, Kommission der Europäischen Gemeinschaften,
Kernforschungszentrum Karlsruhe, 4.-6. Dezember 1973
- [53] Wilhelm, J.G.; Mahnau, H.
Einrichtung zur Messung von Jod.
OS 2 143 900 (8.3.1973)
- [54] Beiträge zu:
Gesellschaft für Kernforschung mbH (Hrsg.)
Projekt Actiniden. 2. Halbjahresbericht 1972.
KFK-1788 (März 73)
- [55] Beiträge zu:
Gesellschaft für Kernforschung mbH (Hrsg.)
Projekt Nukleare Sicherheit. 2. Halbjahresbericht 1972.
KFK-1787 (Mai 73)
- [56] Beiträge zu:
Gesellschaft für Kernforschung mbH (Hrsg.)
Projekt Nukleare Sicherheit. 1. Halbjahresbericht 1973.
KFK-1859 (November 73)