

**KERNFORSCHUNGSZENTRUM
KARLSRUHE**

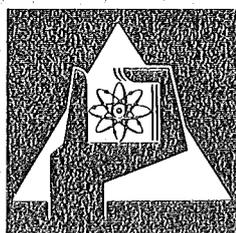
Mai 1973

KFK 1818

Abteilung Strahlenschutz und Sicherheit

JAHRESBERICHT 1972

Redaktion: 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

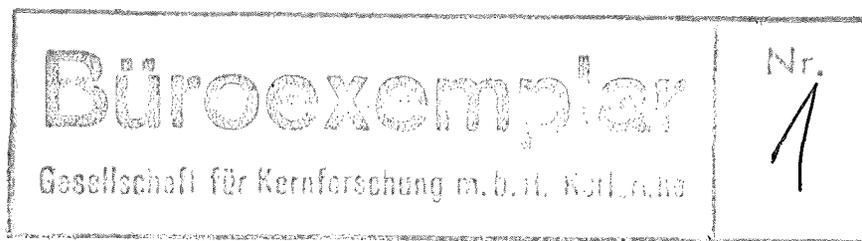
KERNFORSCHUNGSZENTRUM KARLSRUHE

KFK 1818

Abteilung Strahlenschutz und Sicherheit

JAHRESBERICHT 1972

Redaktion: H. Kiefer, W. Koelzer



Beiträge von:

J. Amann, E. Banschbach, D. Beier, H. Berger, J. Bogen
B. Burghardt, W. Comper, H. Dilger, H. - G. Dillmann
H. Fessler, J. Furrer, K. Gerlach, J. Hiller, I. Hofmann
W. G. Hübschmann, H. Junker, H. Kiefer, W. Koelzer
L.A. König, H. Michel, D. Nagel, K. Nester, W. Neumann
D. Papadopoulos, J. Pawelzik, E. Piesch, W.E. Reuble
H. - G. Röber, H.W. Roock, A.B. Schmitt, H.E. Schüler
H. Schüttelkopf, D. Schwenke, G. Stäblein, W.F. Stock
H.P. Thomas, J. G. Wilhelm, E. Windbühl, M.W. Winter

Gesellschaft für Kernforschung m.b.H., Karlsruhe

Frl. U. Sparr sind wir für die Mithilfe bei der
Erstellung des Berichts zu Dank verpflichtet.

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 1972 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 1972, 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 1972 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	5
2.1 Sicherheitsingenieur - Strahlenschutz	5
2.1.1 Strahlenschutzsicherheit	5
2.1.2 Personendosiskartei	6
2.2 Sicherheitsingenieur - konventioneller Bereich	8
2.3 Meldestelle für Kernbrennstoffe	9
2.4 Einsatzplanung	11
2.5 Räumungsübung	12
2.6 Sicherheitsbeirat	13
2.7 Störfallberichte	14
2.8 Sicherheitswerbung	14
3. Strahlenschutzüberwachung	17
3.1 Arbeitsplatzüberwachung	17
3.2 Dichtigkeitsprüfungen	21
3.3 Überwachung der Ableitungen	21
3.3.1 Abluftüberwachung	21
3.3.2 Abwasserüberwachung	23
3.3.3 Überwachung des inaktiven Mülls	28
3.4 Umgebungsüberwachung	28
3.4.1 Das Überwachungsprogramm	28
3.4.2.1 Meßergebnisse des Routineprogramms	34
3.4.3 Besondere Überwachungsmaßnahmen	39
3.4.4 Nullpegelmessungen in der Umgebung des Kernkraftwerks Philippsburg	39
3.5 Personenüberwachung	42
3.5.1 Externe Dosis	42
3.5.2 Inkorporationsmessungen	44
3.6 Radiochemische Überwachungsarbeiten	46
4. Strahlenschutzmeßmethoden	49
4.1 Dosisleistungsmessungen	49
4.1.1 Dosismessungen in einem Menschphantom zur Ermittlung der Personenbelastung durch Herzschrittmacher	49

	Seite	
4.1.2	Dosisleistungsmessungen an ^{238}Pu -Quellen für Herzschrittmacher	50
4.1.3	Untersuchungen zum Nachweis von Neutronen mit einem Großflächenproportionalzähler	50
4.1.4	Messung der Dosisleistung über die Aufladezeit eines elektrostatischen Relais	50
4.1.5	Gammadiskriminierung von BF_3 -Neutronen-Zählrohren	51
4.2	Dosimetrie	53
4.2.1	Dosisbereich von LiF-Dosimetern im gemischten Strahlungsfeld	53
4.2.2	Entwicklung eines LiF-Albedo-Dosimeters zur Dosimetrie schneller Neutronen	54
4.2.3	Energieunabhängiges $\text{CaF}_2:(\text{Dy})$ -Thermolumineszenzdosimeter zur Messung der Umgebungsstrahlung	60
4.2.4	Low-Z-Phosphatgläser mit geringer Energieabhängigkeit	60
4.2.5	Neutronenempfindlichkeit von γ -Dosimetern	61
4.2.6	Neuorientierung der Personenüberwachung	61
4.2.7	Festkörperkernspurdetektoren	63
4.2.7.1	Entwicklung eines Neutronen-Fingerdosimeters	63
4.2.7.2	Erfahrungen mit Neutronen-Fingerdosimetern bei Arbeiten mit (α, n) - und Spaltneutronen	65
4.2.7.3	Messung des Neutronenspektrums mit Schwellwert- und Aktivierungsdetektoren	66
4.2.7.4	Langzeitfading von neutroneninduzierten Rückstoßkernen in Makrofol	66
4.3	Messung von Einzelnucliden	67
4.3.1	Untersuchungen zur ^{129}J -Bestimmung in Proben der Umgebungs- und Abwasserüberwachung	67
4.3.2	Diskontinuierliche Messung von ^{85}Kr	69
4.3.3	Erhöhter ^{137}Cs -Gehalt im menschlichen Körper nach Pilzgenuß	69
4.3.4	Natürliche Radionuklide in Baumaterialien	70
4.3.5	Eigenradioaktivität verschiedener Bleisorten	71
4.3.6	Untersuchung mit einem NaJ(Tl)/CsJ(Tl)-Doppel- kristall-Szintillationsdetektor zum Nachweis inkor- porierter Transurangemische	71
4.3.7	Spezielle Messungen	73
5.	Strahlenschutzmeßgeräte	75
5.1	Wartung und Reparatur von Strahlenschutzmeßgeräten	75
5.2	Einfluß der Zählgaszusammensetzung auf die Eigenschaften von Durchflußzählern	76
5.3	Elektronische Entwicklungen	77
5.3.1	Digitales log-Ratemeter DR-72	77
5.3.2	Digitale Schwelle DS-72 für Alarm- und Störmeldung	78
5.3.3	Taktgeber TG-72	80
6.	Theoretische Behandlung von Strahlenschutzfragen	81
6.1	Abschirmung der Heißen Zellen zur Verfestigung hoch- radioaktiver Abfälle (VERA-II)	81

	Seite	
6.2	Endlagerung abgebrannter THTR-Brennelemente	83
6.3	Dosisfaktoren radiologisch wichtiger Nuklide	86
6.4	Herzschrittmacher-Kapsel	86
6.5	Behälter für radioaktiven Abfall	87
6.5.1	Pu-Konzentratbehälter	87
6.5.2	Abschirmung eines Konzentratfassens	88
6.6	Aktivität und Wärmeerzeugung von Spaltprodukten	88
6.6.1	Aktivität und Nachwärme als Funktion der Zeit	88
6.6.2	Radiolytische Wasserstoffbildung	89
6.6.3	Brennstoffproben	91
7.	Filterprogramm	93
7.1	Entwicklung von Jodfiltern und Adsorbermaterialien für Wiederaufarbeitungsanlagen	93
7.1.1	Bestimmung der Durchlässigkeit von Filterbetten in den Abgasen einer Wiederaufarbeitungsanlage	94
7.1.2	Bestimmung des ^{129}J im Jodadsorbermaterial AC-6120 durch Aktivierungsanalyse	94
7.1.3	Bestimmung von Jod im AC-6120 durch chemische Analyse	98
7.1.4	Abscheidegrade von AC-6120 nach dem Einsatz in den Abgasen einer Wiederaufarbeitungsanlage	99
7.1.5	Vergiftung und Regeneration von AC-6120	100
7.1.6	Durchlässigkeit von Jodadsorbermaterial AC-6120 als Funktion der NO_2 -Konzentration	101
7.1.7	Oxydation von organischen Jodiden mit anorganischen Oxydationsmitteln	105
7.1.8	Verbesserung der Imprägnierung des Jodadsorbermaterialies AC-6120 für die Verwendung in Wanderbettfiltern	105
7.2	Störfall-Umluftfilter zur Abscheidung von Spaltprodukten aus der Sicherheitsbehälter-Atmosphäre	105
7.2.1	Filteranlage für wassergekühlte Reaktoren	106
7.2.2	Filteranlage für gasgekühlte Reaktoren	106
7.3	Abscheidung von kleinsten Jod- und Methyljodidkonzentrationen aus Feuchtluft	106
7.3.1	Abscheidung von ^{131}J (beaufschlagt als $\text{CH}_3^{131}\text{J}$) an KJ-imprägnierter Aktivkohle	107
7.3.2	Abscheidung von ^{131}J (beaufschlagt als "elementares Jod") an AC-6120	107
7.4	Alterung von Spaltjod-Adsorbermaterialien	109
7.5	Untersuchungen an imprägnierten Aktivkohlen und Filtern zur Spaltjodabscheidung	112
7.5.1	Imprägnierte Aktivkohlen	112
7.5.2	Vor-Ort-Prüfungen	113
7.6	Aufbau einer Probenahmestelle für Spaltjod aus Loop-Experimenten (Jodbox)	114
7.7	Untersuchung von Na-Aerosolen bei Na-Brandversuchen	115

	Seite	
7.8	Jodmonitor	117
7.8.1	Abscheidung von J ₂ am Schwebstoff-Filter	117
7.8.2	Störung der ¹³¹ I-Messung durch Xe-Isotope	119
8.	Meteorologie	121
8.1	Statistische Auswertungen	121
8.1.1	Beständigkeit der Windrichtung	121
8.1.2	Statistik der Höheninversionen	122
8.1.3	Tagesgang der Windgeschwindigkeit	123
8.2	Instrumentierung	125
8.2.1	Windfahnen	126
8.2.2	Anemometer	126
8.2.3	Temperatur	126
8.2.4	Feuchte	126
8.2.5	Vektor-Fahne	126
8.3	Datenerfassung	127
8.3.1	Betrieb der Datenerfassungsanlage	127
8.3.2	Verfügbarkeit der Anlage	128
8.3.3	Änderungen und Verbesserungen der Anlage	129
8.4	Datenorganisation und Auswertung	129
9.	Umweltschutz	131
9.1	Strahlenbelastung der Umgebung des Kernforschungszentrums Karlsruhe	131
9.1.1	Strahlenbelastung im Jahre 1972	131
9.1.2	Abschätzung für das Jahr 1973	132
9.2	α- und β-Belastung in der Umgebung der KNK II	134
9.3	Strahlenbelastung durch Jod bei Reaktorunfällen mit Kühlmittelverlust und undichtem Sicher- heitsbehälter	137
9.4	Dosisstatistik bei der Emission von α- und β- Aktivität	139
9.5	Ausbreitungsexperimente	141
9.6	Anwendung halogener Verbindungen als meteorolo- gische Tracer	144
9.7	Forschungsprogramm zur Bestimmung der Tritium- kontamination der Umwelt	145
9.8	Messungen zur Überwachung der ⁸⁵ Kr-Immission aus der WAK	147
9.9	Notfallschutzplanung	149
10.	Beratertätigkeit, Bibliographie	151
10.1	Beratertätigkeit	151
10.2	ASS-Berichte 1972, unveröffentlicht	153
10.3	Veröffentlichungen 1972	154

Verzeichnis der benutzten Abkürzungen

ADB	Abteilung Dekontaminationsbetriebe
ASS	Abteilung Strahlenschutz und Sicherheit
AVW	Abteilung Versorgungsbetriebe und Werkstätten
BSV	Bereichsstrahlenschutzverantwortlicher
CALAS	Computer Aided Laboratory Automatic System
DVZ	Datenverarbeitungszentrale
DWD	Deutscher Wetterdienst
EVD	Einsatzleiter vom Dienst
FERAB	Anlage zur Einengung fester radioaktiver Abfälle
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
KBG	Kernkraftwerk-Betriebsgesellschaft mbH
KFZK	Kernforschungszentrum Karlsruhe
KNK	Kompakte Natriumgekühlte Kernreaktoranlage
KTH	Kerntechnischer Hilfszug

LAK	Landesanstalt für Arbeitsschutz und Arbeitsmedizin, Immissions- und Strahlenschutz, Karlsruhe
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 Reaktortechnik und Technik
RPL	Radiophotolumineszenz
SNEAK	Schnelle Null-Energie Anordnung Karlsruhe
SNR	Schneller Natriumgekühlter Reaktor
SSV	Strahlenschutzverantwortlicher
SSVO	Strahlenschutzverordnung
SUAK	Schnelle Unterkritische Anordnung Karlsruhe
TLD	Thermolumineszenzdosimeter
THTR	Thorium-Hochtemperatur-Reaktor
TU	Europäisches Institut für Transurane
VERA	Versuchsanlage für die Verfestigung radioaktiver Abfalllösungen
WAK	Wiederaufarbeitungsanlage Karlsruhe
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 31.12.1972 142 Mitarbeiter - 24 Akademiker, 22 Ingenieure, 87 Techniker und administrative Mitarbeiter und 9 Auszubildende, die eine zweijährige Berufsausbildung als Strahlenschutzassistent(in) erhalten, an. Außerdem waren 2 ausländische Gastwissenschaftler und 3 Doktoranden und Diplomanden in der Abteilung tätig.

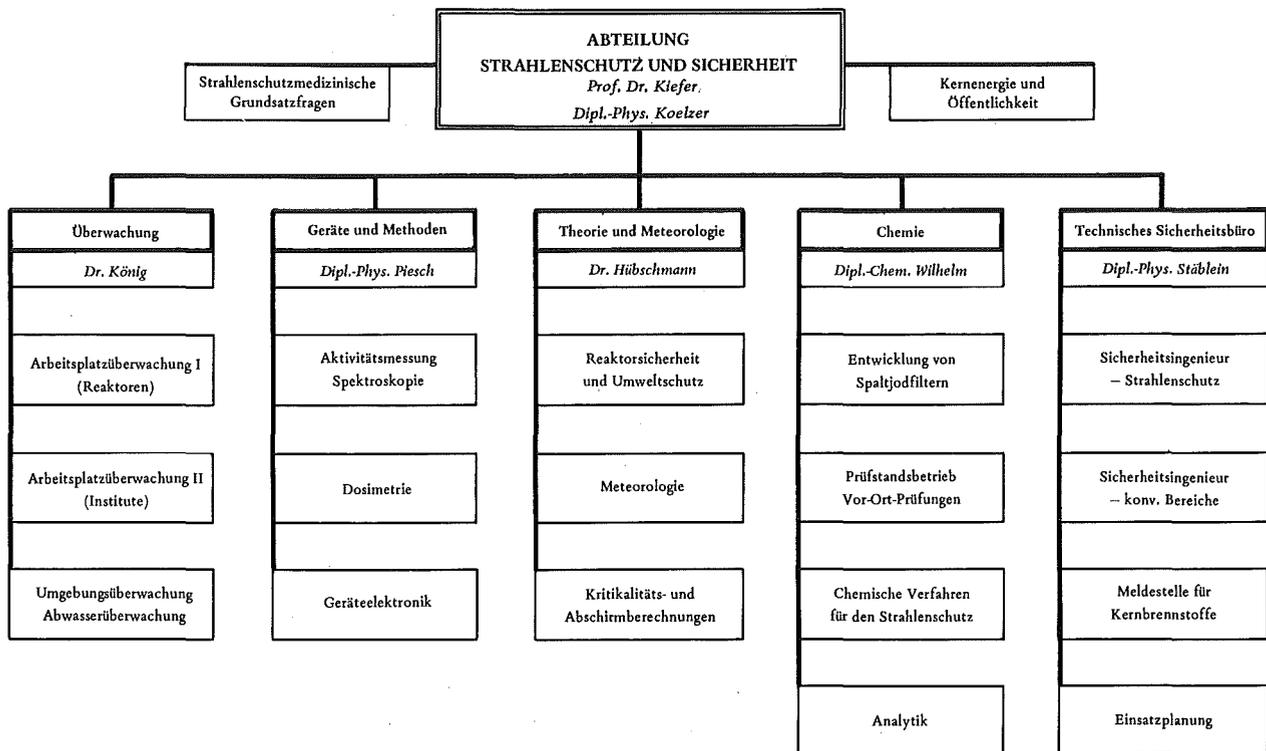


Abb. 1: Organisationsplan der Abteilung Strahlenschutz und Sicherheit

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 und meteorologischen Daten und Parameter betreibt die meteorologische Gruppe dieses Bereichs 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-Adsorbentmaterialien und -Filtern und führt vor-Ort-Prüfungen an bestehenden Reaktorjodfilteranlagen durch. Hinzu kommen die Prüfung und Erprobung radiochemischer Verfahren - insbesondere der Schnellverfahren - für Strahlenschutz Zwecke und die Durchführung radiochemischer Arbeiten innerhalb der Gesamtabteilung.

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 einer Information der Öffentlichkeit über die Kernenergie, speziell über die mit Strahlenschutz, Sicherheit und Umweltbeeinflussung zusammenhängenden Fragen, führte Ende 1972 zur Schaffung des Referates "Kernenergie und Öffentlichkeit". Hier sollen Argumente und Gegenargumente für die Anwendung der Kerntechnik gesammelt und gesichtet werden mit dem Ziel, die Meinungsbildung der Bevölkerung zu versachlichen, die bisher häufig von verschiedenen Seiten zu emotionell "aufgeklärt" wurde.

Um die gleiche Zeit nahm auch das Referat für "Strahlenschutzmedizinische Grundsatzfragen" seine Arbeit auf, dessen Hauptaufgabe in der Planung und Organisation der strahlenschutzmedizinischen Überwachung in der gesamten Kerntechnik liegt. 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:

Im Berichtsjahr wurden 77 Betriebsbegehungen, davon 29 als Routinebegehungen unter Hinzuziehung eines Betriebsrats-Mitglieds und 17 in Verbindung mit den Aufsichtsbehörden, zur Überprüfung von Strahlenschutzmaßnahmen der Institute und Abteilungen durchgeführt, in deren Verantwortungsbereichen mit radioaktiven Stoffen oberhalb der allgemeinen Freigrenzen nach Anlage I der 1. SSVU umgegangen wird. Hierbei ergaben sich 245 Beanstandungen.

- Unterstützung der Strahlenschutzverantwortlichen:

In Erfüllung von Verordnungen und Behördenauflagen wurden 4 Anträge auf Zulassung der Einleitung unschädlicher Kühlwässer in die Niederschlagswasserkanäle bearbeitet, 4 neue Genehmigungen und 6 Erweiterungen der bestehenden Genehmigungen (Nachträge) für den Umgang mit radioaktiven Stoffen von der Aufsichtsbehörde erlangt.

- Bestellung von Strahlenschutzverantwortlichen:

Für die neu mit der Strahlenschutzverantwortlichkeit schriftlich betrauten 35 Mitarbeiter wurde die nach § 3 der 1. SSV0 erforderliche Fachkunde für den Strahlenschutz der Genehmigungsbehörde gegenüber nachgewiesen.

Zur Zeit sind bei der Gesellschaft für Kernforschung - ohne Geschäftsbereich Versuchsanlagen - bestellt:

26 Strahlenschutzverantwortliche (SSV)
45 Stellvertreter des SSV
53 Bereichsstrahlenschutzverantwortliche (BSV)

- Zwischenfallerfassung

In einer Randlochkartei werden die gemeldeten Zwischenfälle aufgenommen, wobei als untere Grenze im allgemeinen Personenkontaminationen angesehen werden, die zur Dekontamination der Medizinischen Abteilung zugeführt werden.

Hiervon betroffen sind wegen Inkorporationsverdacht auch Personen mit geringfügigen Kopfkontaminationen. Insgesamt ergaben sich im Berichtsjahr 111 Fälle, deren Aufgliederung, jeweils nach dem überwiegenden Merkmal, Tabelle 1 zeigt.

Zwischenfallursache	
Technische Mängel	15 %
Organisatorische Mängel	9 %
Verhaltensmängel	41 %
Höhere Gewalt	26 %
Nicht zu klären	9 %
Betroffenes Objekt	
Personen	79 %
Gegenstände	18 %
Luft	3 %
Bei Personen betroffen	
Kopf	64 %
Hände	24 %
Ganzkörper	12 %

Tab. 1: Zwischenfälle im Zusammenhang mit radioaktiven Stoffen

2.1.2 Personendosiskartei

Ab dem 2. Quartal des Berichtsjahres wurde in Zusammenarbeit mit der Landesanstalt für Arbeitsschutz und Arbeitsmedizin, Immissions- und Strahlenschutz Karlsruhe (LAK) in der Personendosisüberwachungsgruppe II jeweils ein festes Paar Glasdosimeter zugeordnet, um für den einzelnen amtlich mit Glasdosimetern Überwachten eine Summenauswertung für einen größeren Zeitraum zu ermöglichen. Hierdurch entfällt das bisher in dieser Dosimetergruppe zusätzlich getragene interne Glasdosimeter.

Versand, Kennzeichnung und Montage des aus amtlichem Glasdosimeter, internem Kritikaktivitätsdosimeter und Kunststoffolienhülle bestehenden Dosimeter obliegt der Personendosiskarteistelle.

Tabelle 2 zeigt die Einteilung in die einzelnen Dosimetergruppen und die der jeweiligen Gruppe zugeordneten Personendosimeter. (Kriterien für die Einstufung in die jeweilige Dosimetergruppe sind im Jahresbericht 1971 [14] angegeben.)

Dosimeterart	Meßstelle	Dosimetergruppe				
		Ia	Ib	II	III	IV
Filmdosimeter γ	LAK	x	x			
Filmdosimeter n	LAK		x			
Glasdosimeter, amtl.	LAK			x		
Glasdosimeter, intern	GfK (ASS/GM)	x	x		x	x
Stabdosimeter	GfK (ASS/O)	x	x	x	x	
Kritikalitätsdosimeter	GfK (ASS/GM)	x	x	x	x	x

Tab. 2: Dosimeterarten, Meßstellen und Dosimetergruppen

Die Tabelle 3 zeigt die prozentuale, auf die Gesamtmitarbeiter bezogene Einstufung in die Dosimetergruppen.

Ia	Ib	II	III	IV
20,1 %	11,0 %	11,1 %	13,5 %	44,3 %

Tab. 3: Einstufung in Dosimetergruppen

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

	Prozentuale Anzahl der Personendosis- meßwerte (mrem)			
	<100	100-499	500-999	>1000
I. Quartal	76,8	20,9	1,8	0,5
II. Quartal	76,6	22,5	0,9	-
III. Quartal	82,6	15,2	1,7	0,5
IV. Quartal	76,3	22,7	1,0	-

Tab. 4: Amtliche Glasdosimetrie

Die prozentuale Häufigkeit der mit amtlicher Filmdosimetrie (Dosimetergruppe Ia und Ib) ermittelten Personendosen (monatliche Auswertung) zeigt die Tabelle 5.

	Prozentuale Anzahl der Personendosismeßwerte (mrem)					
	< 100	100-499	500-999	1000-1499	1500-4999	> 5000
Jan.	92,4	5,7	1,2	0,4	0,3	-
Febr.	93,3	5,5	1,0	0,1	0,1	-
März	92,8	7,1	0,1	-	-	-
April	88,3	10,2	1,1	0,4	-	-
Mai	92,1	6,7	0,8	0,3	0,1	-
Juni	91,5	6,8	1,0	0,4	0,3	-
Juli	90,8	7,4	1,2	0,3	0,3	-
Aug.	91,2	6,5	1,2	0,5	0,6	-
Sept.	91,2	3,1	4,1	0,4	1,2	-
Okt.	89,7	7,5	2,0	0,6	0,2	-
Nov.	90,2	7,5	1,8	0,2	0,3	-
Dez.	89,7	7,2	2,2	0,6	0,3	-

Tab. 5: Amtliche Filmdosimetrie

2.2 Sicherheitsingenieur - konventioneller Bereich

E. Banschbach, E. Windbühl

Zur Feststellung von Gefahren, die noch nicht zu Unfällen geführt haben, sind Betriebsinspektionen durchzuführen und dabei jene sicherheitswidrigen Zustände bzw. Einflüsse festzustellen, die schädigend wirken können und deren Wirksamwerden durch sicherheitswidriges Verhalten begünstigt werden kann. Dabei sind der gefährdete Personenkreis, die potentielle Unfallschwere und die Wahrscheinlichkeit eines Unfalleintrittes zu ermitteln oder abzuschätzen, um damit die Dringlichkeit von Maßnahmen gegen diese Gefahren zu begründen.

Betriebsüberwachung

Im Rahmen der allgemeinen Betriebsüberwachung erfolgten im Berichtszeitraum 77 Begehungen in den Instituten und Abteilungen, hiervon 22 mit einem Vertreter des Betriebsrates und 7 gemeinsam mit einem Beamten des Gewerbeaufsichtsamtes. Hierbei ergaben sich 181 Beanstandungen; es wurden 59 Empfehlungen zur Verbesserung der Arbeitssicherheit gegeben.

Arbeitsplatzüberwachung: Lärm und Schadstoffe

Mit zunehmender Technisierung und Automatisierung zu Hause und am Arbeitsplatz, nimmt

auch die gesundheitsschädigende Einwirkung des Lärms auf den Menschen zu. Als Schallpegelrichtwert gilt ein Beurteilungsschallpegel von 90 dB(A). Das ist unter Berücksichtigung der unterschiedlichen Reaktion des menschlichen Ohrs auf Geräusche unterschiedlicher Frequenzen ein Wert, bei dessen Überschreitung nach jahrelanger Einwirkung für die Betroffenen die Gefahr einer Gehörschädigung besteht. Bei höheren Schallpegeln können Gehörschäden entsprechend früher und zahlreicher eintreten. Bei extrem empfindlichen Personen kann bei einem zwischen 85 - 90 dB (A) liegenden Schallpegel die Möglichkeit einer Gehörschädigung mit Sicherheit nicht ausgeschlossen werden.

An stark lärmbeaufschlagten Arbeitsplätzen wie z. B. an der Plasmaschneidanlage, im Kesselhaus Süd, der Dampfzentrale Nord sowie den Glasbläsereien wurden Lärmmessungen durchgeführt. Dabei zeigte sich, daß an einigen Arbeitsplätzen der kritische Schallpegel von 85 - 90 dB (A) zeitweise überschritten wird. Den betroffenen Abteilungen wurden Empfehlungen zu technischen oder persönlichen Schallschutzmaßnahmen gegeben.

An verschiedenen Arbeitsplätzen wurden Messungen hinsichtlich gesundheitsschädlicher und gefährlicher Arbeitsstoffe (Äther, Nitrose Gase, Toluol, Dioxan, Stickstoffdioxid, Schwefeldioxid, Kohlenoxid, Kohlenwasserstoffe) durchgeführt. Aufgrund der Meßergebnisse wurde in einzelnen Fällen auf räumliche bzw. belüftungstechnische Verbesserungen für die betroffenen Arbeitsplätze hingewiesen.

2.3 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. Grundlage dieser Tätigkeit sind die Gesetze und Verordnungen der Europäischen Atomgemeinschaft und der Bundesrepublik Deutschland.

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

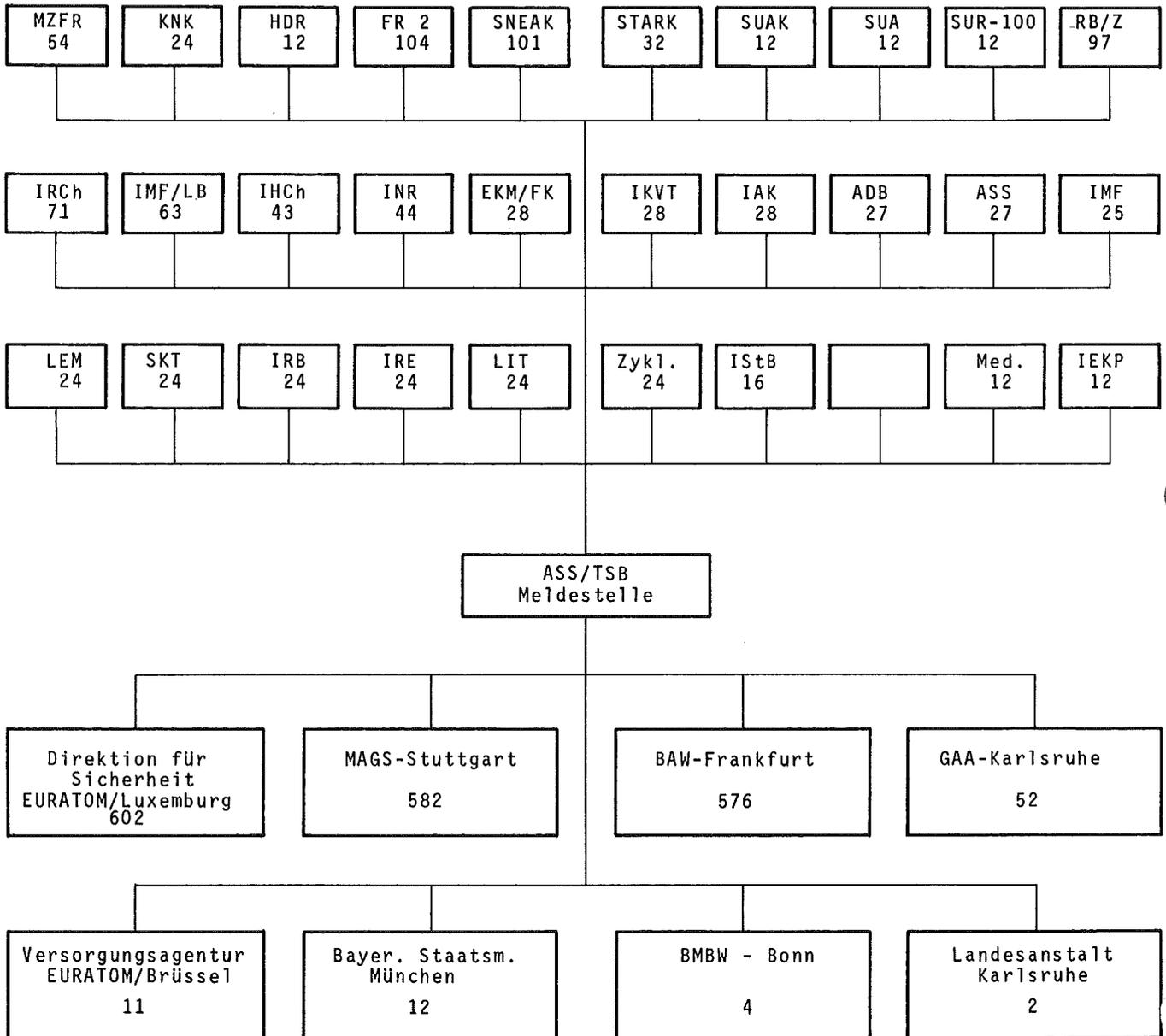
- Umgang, Lagerung und Transport
- Ein- und Ausfuhr

Kontrolle

- der Spaltstoff-Bestände 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 1972 insgesamt 1 841 Meldungen und Berichte an die zuständigen Behörden erstellt (s. Tab. 6).



Tab. 6: Anzahl der 1972 bearbeiteten Meldungen

Transportüberwachung und Begleitung für Plutonium-Bewegungen des KFZK

Pu-Bewegungen werden nur mit Genehmigung und unter direkter Aufsicht eines Vertreters der Meldestelle durchgeführt. 1972 wurden 35 externe Pu-Transporte entsprechend der Auflagen der einzelnen Transportgenehmigung überwacht und 352 interne Pu-Transporte durchgeführt.

Inspektionen

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

durch die Generaldirektion Energie und Überwachung der
Sicherheit EURATOM-Luxemburg

6. 3. - 9. 3.	ASS/TSB, RB/Z, IRCh, KNK, MZFR
13. 6. - 14. 6.	ASS/TSB, SNEAK, SUAK
2.10. - 4.10.	ASS/TSB, SNEAK, KNK
13.11.	ASS/TSB, RB/FR 2

durch das Atomic Energy Control Board - Kanada

28. 2. - 29. 2.	ASS/TSB, SNEAK, SUAK, MZFR
-----------------	----------------------------

Die Inspektion erstreckte sich im allgemeinen auf eine Buchprüfung und augenscheinliche sowie meßtechnische Bestandsaufnahme in der Anlage.

2.4 Einsatzplanung

W. Reuble

Brandbekämpfungspläne

Auflagengemäß werden für alle Gebäude und Anlagen im Kernforschungszentrum Karlsruhe Unterlagen erstellt, die den Einsatzdiensten Informationen für die Möglichkeit der Hilfeleistung bei Stör- und Schadensfällen geben.

Im Berichtsjahr 1972 kamen neue Brandbekämpfungspläne folgender Gebäude zur Verteilung:

<u>Gebäude-Nr.</u>	<u>Bezeichnung</u>
301 mit 307	Institut für Kernverfahrenstechnik
351 mit 352	Zyklotron
403 mit 404	Laboratorium für Isotopentechnik
441	Datenverarbeitungszentrale
451 mit 452	Institut für Angewandte Systemtechnik und Reaktorphysik - mit SNEAK
B 524	Institut für Datenverarbeitung in der Technik
562 mit 564	IRCh/Physikalisch-Organische Chemie
601 bis 615	Abt. Reaktorbetrieb und Technik - mit FR 2
741 bis 750	Kompakte Natriumgekühlte Kernreaktoranlage

Tab. 7: Brandbekämpfungspläne

Ortseinweisungen der Einsatzleiter vom Dienst

Bei einem Brand oder sonstigen größeren Schadensereignis ist es die Aufgabe des Einsatzleiters vom Dienst (EVD), vor Ort den Einsatz der Hilfsdienste zu leiten.

Um dem EVD möglichst gute Kenntnis über Räume, Aufgabenstellungen und Arbeitsvorgänge in den einzelnen Gebäuden und Anlagen zu vermitteln, werden Ortseinweisungen durchgeführt.

Im Berichtsjahr wurden besichtigt: Institut für Kernverfahrenstechnik, Datenverarbeitungszentrale, Kerntechnischer Hilfszug, Institut für Reaktorbauelemente, Zyklotron, IRCh/Physikalisch-Organische Chemie, Institut für Datenverarbeitung in der Technik.

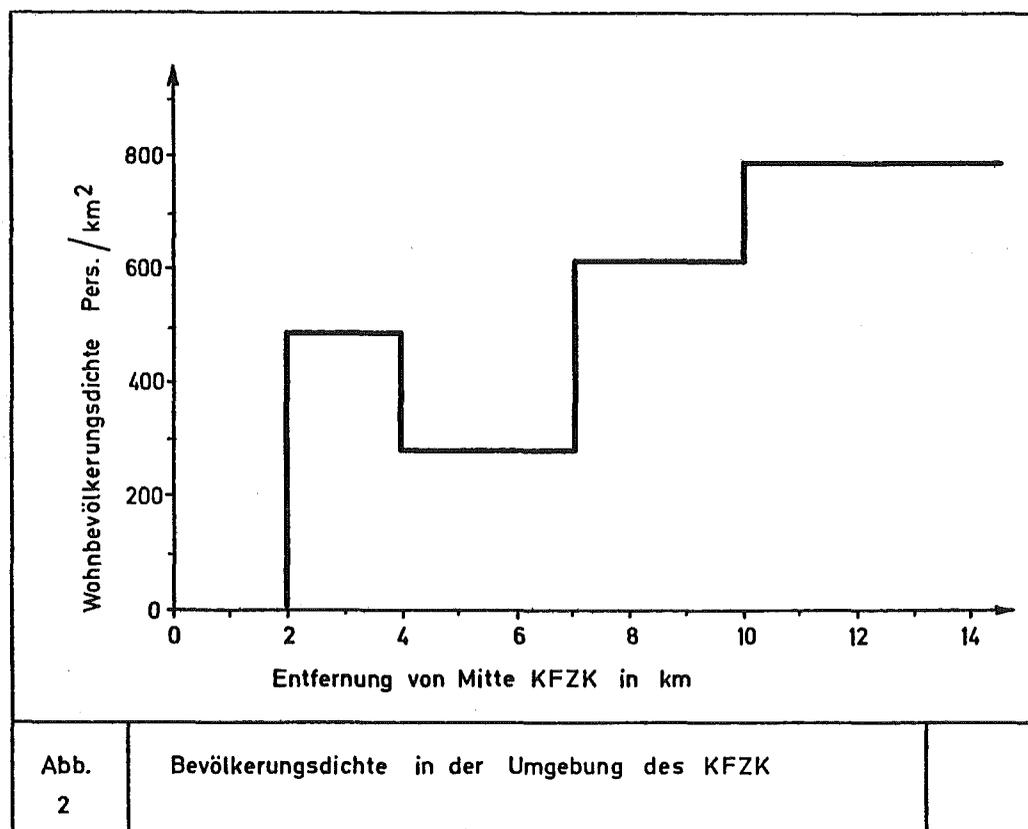
Kommunikationsmittel

Die Lautsprecheranlage gab durch neue Installationen und Umbauten in verschiedenen Anlagen bzw. Institutsbereichen Anlaß zu Prüfungen der Verständlichkeit der Durchsagen. Die Aufstellung neuer Verzeichnisse der neu angeschlossenen Gebäude war im Rahmen des Alarmplans als Unterlage für die Alarmzentrale erforderlich. Die Sprechfunkanlage wurde durch 11 neue Hand-Sprechfunkgeräte und durch 7 mobile Geräte erweitert. Die UKW-Personenrufanlage wurde ebenfalls um 5 neue Empfänger ergänzt. Die Notrufvermittlung wurde den neuen Anforderungen entsprechend in ihren Anschlüssen geändert und ergänzt.

Sicherheitstechnische Unterlagen

In Zusammenarbeit mit der Allgemeinen Verwaltung (AV 1) wurde ein Alarmierungs-Schema erstellt, das dem Personal der Alarmzentrale als Richtlinie dienen soll.

Als wichtige anderweitig nicht verfügbare Unterlage wurde eine neue Erhebung über die Bevölkerungsdichte in der Umgebung des Kernforschungszentrums Karlsruhe angestellt. Dabei wurden Kreisringflächen mit den Entfernungsradien 2, 4, 7, 10 und 15 km um das KFZK betrachtet (siehe Abb. 2).



2.5 Räumungsübung

W. Koelzer

Für das Kernforschungszentrum Karlsruhe besteht ein Räumungsplan, der auch für den Fall eines schweren Reaktorunfalls und bei Bedrohung durch äußere Ereignisse eine sichere

und ordnungsgemäße Räumung des Zentrums ermöglichen soll.

Um eine geordnete Räumung innerhalb der erforderlichen Zeit durchführen zu können, ist das Kernforschungszentrum in Räumungsgebiete eingeteilt. Die Einteilung in Räumungsgebiete soll eine möglichst reibungslose Räumung durch Verteilung auf verschiedene Verkehrswege ermöglichen. Die Räumung soll mit den privaten Fahrzeugen der Mitarbeiter erfolgen. Die motorisierten Mitarbeiter sind verpflichtet, Mitarbeiter ohne Fahrzeug in ihren Fahrzeugen mitzunehmen. Räumungsziel ist grundsätzlich die häusliche Wohnung. Die Mitarbeiter wurden durch ein Rundschreiben mit den für sie wichtigen Planunterlagen bekanntgemacht.

Erste Räumungsübung am 18.5.1971

Die 1. Übung zum Räumungsplan fand am 18.5.1971 unter günstigen Wetterbedingungen statt. Der Tag der Übung und der ungefähre Zeitpunkt waren bekanntgegeben worden. Die Übung war als "Abfahrübung" speziell für die Mitarbeiter mit Fahrzeug zum Kennenlernen der Räumungswege konzipiert. Die Räumung des Kernforschungszentrums erfolgte zeitlich gestaffelt. Die Räumung jeder der drei Zonen war in 10 Minuten erreicht. 1 994 Fahrzeuge verließen in 30 Minuten das Kernforschungszentrum [14].

Zweite Übung zum Räumungsplan am 16.11.1972

Die Mitarbeiter des Kernforschungszentrums wurden durch ein Rundschreiben über die Durchführung einer Räumungsübung in der Woche vom 13. bis 17. November 1972 informiert. An der Übung sollten sich alle Mitarbeiter - mit Ausnahme der Schichtdienste - beteiligen. Der Übung lag die Annahme einer externen Räumungsveranlassung zugrunde.

Die Übung wurde um 15.40 Uhr durch die Lautsprecherdurchsage der Alarmzentrale - gleichzeitig in allen Gebäuden des Kernforschungszentrums - eingeleitet. Die Mitarbeiter wurden aufgefordert, das Kernforschungszentrum auf den vorgesehenen Wegen innerhalb einer Frist von 20 Minuten zu verlassen. Während der Übung haben 1 798 Fahrzeuge das Kernforschungszentrum verlassen. Rund 500 Mitarbeiter ohne Fahrzeug wurden - außerhalb der üblichen Mitfahrgemeinschaften - von Fahrzeugbesitzern mitgenommen. Die Räumungsübung wurde durch Witterungsverhältnisse erschwert. Gegen Mittag setzte leichter Schneefall ein, der sich im Laufe des Nachmittags weiter verstärkte und vermischt mit Regen während der Übung andauerte. Auf den Straßen führte der Schneematsch stellenweise zu Glätte.

20 Minuten nach Übungsbeginn hatten 80 % der Mitarbeiter das Kernforschungszentrum verlassen, nach 32 Minuten war das Kernforschungszentrum "geräumt". Es kam zu keinen Unfällen. Die Übung hat gezeigt, daß eine Räumung des Kernforschungszentrums in einer Zeit von 30 Minuten auch bei schlechten Witterungsverhältnissen (Schneefall, beginnende Dunkelheit) geordnet und sicher möglich ist.

2.6 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 1972 wie folgt zusammen:

Datum	Gremium	Thema
9. 2.	WAK	Transportzwischenfall, Sicherheitsaspekte
28. 3.	WAK	Kontamination im Fäkalabwasser, Kr-85-Abgabe
28. 3.	RB/Z	Handhabung von Brennelementen
15. 6.	WAK	Betriebliche Sicherheitsaspekte
13. 7.	IHCh	Kontinuierlicher Ionenaustauscher für Pu
21. 7.	SNEAK	Anordnung SNEAK-9A
10. 8.	WAK	Betriebliche Änderungen
12.12.	WAK	Verschiedene Sicherheitsaspekte
21.12.	WAK	Störfall vom 13.12.72

Tab. 8: Sicherheitsbeirat-Sitzungen

2.7 Störfallberichte

G. Stäblein

Zur Weitergabe an die zuständigen Aufsichtsbehörden wurden von ASS/TSB zusammenfassende Berichte ausgearbeitet:

Wasserkontamination im Hirschgraben	(27. 6.)
Laborbrand im IRCh Gebäude 321 am 1.7.72	(17. 7.)
Sicherheitsbetrachtung zum Ausfall der elektrischen Energieversorgung für das KFZK am 19.7.	(19. 9.)
Brand in der Baracke B 251 des LIT am 7.10.	(7.10.)
Motorbrand am 28.9. im LIT	(12.10.)
Gasflaschenbrand am 3.10. im Zyklotron Gebäude 352	(27.10.)
Papierkorbbrand am 8.10.72 im Zyklotron Gebäude 351	(27.10.)
Zwischenfall vom 13.12. in der Lagerzelle der FERAB-Anlage Bau 536 der ADB	(20.12.)

Tab. 9: Zwischenfallsberichte

2.8 Sicherheitswerbung

G. Stäblein

Neben der Erarbeitung und Verteilung von schriftlichen Unterlagen, die der Erfüllung von gesetzlichen Verpflichtungen dienen

- Unfallverhütungsvorschriften
- Strahlenschutzverordnung
- Alarmplan

- Allgemeine Sicherheitsregelung
- Merkblätter für die Sicherheitsbeauftragten
und Strahlenschutzverantwortlichen
- Interne Normen

wurde der Einsatz zeitgemäßer Mittel für die Sicherheitswerbung versucht.

Zur Ausgabe an neue Mitarbeiter steht eine Taschenfibel zur Verfügung, die in humorvoll illustrierter Form Grundregeln des Strahlenschutzes vermittelt. Bilder dieser Schrift werden wie die allgemein bekannten Informations- und Warntafeln des Unfallschutzes der Berufsgenossenschaften am Arbeitsplatz aufgehängt.

Eine Reihe von Filmveranstaltungen, zu der Sicherheitsbeauftragte und Werkstattangehörige bevorzugt eingeladen waren, sollten helfen, das Sicherheitsdenken am Arbeitsplatz und im Labor in unterhaltender Form zu wecken und zu festigen. Hier wie auch auf dem Sektor der neuerdings mit Erfolg eingesetzten Tonbildschau besteht ein Angebot leider nur für ausgewählte Gebiete der konventionellen Sicherheit. Für die erste grundlegende Strahlenschutzbelehrung von Mitarbeitern der Gesellschaft bestimmte Tonbildschauen wurden aus eigenem Bildmaterial zusammengestellt und mit Begleittext versehen. Ihr Einsatz bewährte sich vor allem bei häufig wiederkehrenden Belehrungen gleichen Inhalts. Die Erstellung von Bild- Informationsmaterial (Dokumentarfoto, Tonbildschau, Film) lohnt den hohen zeitlichen Aufwand im allgemeinen durch betriebsnah praxisbezogene Beispiele, die unmittelbar der Sicherheitsvorsorge dienlich sein können.

3. Strahlenschutzüberwachung

3.1 Arbeitsplatzüberwachung

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

Die Arbeitsplatzüberwachung erfolgt durch Routinemessungen und kurzfristig angeforderte Messungen. Art und Umfang der Routinemessungen sind langfristig mit den zuständigen Strahlenschutzverantwortlichen vereinbart. Die kurzfristig angeforderten Messungen ergänzen die Routinemaßnahmen unter besonderer Berücksichtigung von Betriebsablauf und Betriebszustand in den überwachten Anlagen und Instituten. Sie sind daher für die Aufrechterhaltung der Sicherheit am Arbeitsplatz von erheblicher Bedeutung.

In Tabelle 10 sind einige im Zusammenhang mit der Arbeitsplatzüberwachung interessante Zahlen zusammengefaßt und den Zahlen des Vorjahres gegenübergestellt.

Jahr		1971	1972
Wischtests	insgesamt	456 000	450 000
	> 2 Nulleffekt	65 400	76 300
Luftstaubmessungen		17 700	18 300
Kontaminationen	Räume (einschl. Gegenstände)	144	174
	Fußboden (ausschl.)	1 100	1 200
	Sachen	1 800	1 800
	Personen	77	324
	Atemluftproben	134	285

Tab. 10: Übersicht über die Ergebnisse der Arbeitsplatzüberwachung

Der Arbeitsaufwand für Direktmessungen von Äquivalentdosisleistung und Oberflächenkontamination ist aus dieser Tabelle nicht ersichtlich. Die Zahl der Wischtests hat gegenüber dem Vorjahr etwas abgenommen. Dies ist das Ergebnis der Bemühungen, wo immer möglich Direktmessungen durchzuführen.

Die Zahl der Raum- und Fußbodenkontaminationen ist leicht angestiegen, die Zahl der reinen Sachkontaminationen konstant geblieben. Erheblich gewachsen ist die Zahl der Personenkontaminationen infolge der Montagearbeiten bei der ADB. Der Anstieg der Anzahl kontaminierter Luftproben darf nicht überbewertet werden, da bei jedem Zwischenfall mehrere außerplanmäßige Proben genommen werden, die - verglichen mit Routineproben - mit höherer Wahrscheinlichkeit kontaminiert sind.

In den Tabellen 11 und 12 werden die Angaben von Tabelle 10 nach Strahlerart und Arbeitsplatz sowie nach dem Grund der Wischtestnahme aufgegliedert. Der aus Tabelle 11 ersichtliche Anteil der auf Anforderung genommenen Wischtests von 36 % dürfte den Anteil der auf

kurzfristige Anforderung durchgeführten Strahlenschutzmessungen am gesamten Arbeitsanfall eher unterbewerten, da es sich bei den auf Anforderung durchgeführten Messungen häufig um Direktmessungen von Dosisleistung, Oberflächenkontamination und Personenkontamination handelt.

Jahr		1971	1972	
		Prozentualer Anteil		
Wischtests	> 2 NE	14	17	
	auf Anforderung	31	36	
	Routine	69	64	
Kontaminationen	Raum (einschl. Gegenstände)	α	8	6
		β	78	46
		$\alpha+\beta$	14	48
	Fußboden (ausschl.)	α	11	16
		β	68	63
		$\alpha+\beta$	21	21
	Sachen	α	13	17
		β	51	62
		$\alpha+\beta$	36	21
	Atemluft	α	23	25
		β	75	64
		$\alpha+\beta$	2	11
	Personen	α	8	8
		β	92	90
		$\alpha+\beta$	*	2

*kein Vergleichswert stat. erfaßt

Tab. 11: Aufschlüsselung der Kontaminationsmessungen nach Strahlenart und Anlaß der Messungen

Institut/Abteilung		ADB	FR 2	RB/HZ	IRCh	Sonst.	
Kontaminationen	Raum (einschl. Gegenstände)	α	20	0	0	60	20
		β	10	14	8	31	37
		$\alpha+\beta$	81	1	17	0	1
	Fußboden (ausschl.)	α	59	0	0	23	18
		β	42	4	13	17	24
		$\alpha+\beta$	79	0	15	0	6
	Sachen	α	13	1	0	24	61
		β	15	29	37	8	11
		$\alpha+\beta$	22	1	66	0	11

Tab. 12: Prozentuale Verteilung der Ergebnisse auf verschiedene Bereiche

In Tabelle 13 sind Angaben über die Zahl der Mitarbeiter zusammengestellt, die irgendwann im Jahr 1972 eine Wochendosis oberhalb von 0,1 rem erhalten haben sowie Angaben über die Zahl der Fälle, in denen ein Mitarbeiter in einer Woche eine Dosis von mehr als 0,1 rem erhalten hat. Tabelle 14 enthält Angaben über die Zahl der Mitarbeiter, bei denen irgendwann im Jahr 1972 eine 13-Wochendosis von mehr als 1,5 rem auftrat, sowie Angaben über die Zahl der Fälle, in denen die 13-Wochendosis eines Mitarbeiters in einer Woche über 1,5 rem lag.

Tabelle 14 zeigt, daß die Arbeitsplätze bei der ADB mit der höchsten Strahlenbelastung im Kernforschungszentrum verbunden waren.

Abteilung/ Institut	Zahl der betroffenen Mitarbeiter	Häufigkeit des Auftretens
ADB	61	324
ASS	11	26
AVW, Bauhof, Bauabteilung	37	65
Fremdfirmen bei ADB	45	132
sonst. Fremd- firmen	12	21
IAK	5	11
IEKP	1	2
IHCh	16	25
IMF	1	1
IRCh	18	31
LIT	3	3
RBT	62	139
Zykl.	10	18
Summe	282	798

Tab. 13: Häufigkeit und Verteilung von Wochendosen von mehr als 100 mrem (Taschenionisationskammerwerte)

Institut/ Abteilung	Zahl der betroffenen Mitarbeiter	Häufigkeit des Auftretens
ADB	20	255
AVW, Bauhof, Bauabteilung	2	16
Fremdfirmen bei ADB	9	87
Summe	31	358

Tab. 14: Häufigkeit und Verteilung von 13-Wochendosen von mehr als 1,5 rem (Taschenionisationskammerwerte)

1972 wurden im Strahlenschutzmeßlabor 55 Proben α -spektroskopisch untersucht. Die Proben teilten sich auf in 44 Luftfilter und 11 Wischtests. Die Herkunft der Proben ist aus Tabelle 15 ersichtlich:

Abt./Inst.	ADB	IRCh	SNEAK	FR 2	IHCh	RB/HZ	MZFR
Zahl der Proben	40	5	4	2	2	1	1

Tab. 15: Herkunft der α -spektroskopierten Proben

Die Tabelle 16 gibt eine Übersicht über die alphaspektroskopisch identifizierten Nuklide.

Nuklide	Anzahl der Fälle	Nuklide	Anzahl der Fälle
^{241}Am	48	^{237}Np	3
^{239}Pu	45	^{238}U	3
^{252}Cf und/oder	8	^{234}U	2
^{242}Cm	7	^{235}U	1
^{244}Cm	5	^{236}U	1
^{210}Po		^{250}Cf	1

Tab. 16: α -spektroskopisch im Strahlenschutzmeßlabor identifizierte Radionuklide

Ferner wurden 1972 238 Proben γ -spektroskopisch untersucht. Die Proben teilten sich auf in 164 Luftfilter, 44 Wischtests, 20 aktivierte oder kontaminierte Gegenstände, 8 Gasproben und 1 Wasserprobe sowie eine vor-Ort-Messung. Die Herkunft der Proben ist der Tabelle 17 zu entnehmen:

Abt./Inst.	ADB	FR 2	IRCh	Inst.	IHCh	RB/HZ	MZFR	SNEAK	UM*	IMF/LB
Zahl der Proben	143	65	9	7	4	3	2	2	2	1

*Uni Marburg

Tab. 17: Herkunft der γ -spektroskopierten Proben

Tabelle 18 gibt eine Übersicht über die γ -spektroskopisch identifizierten Radionuklide.

Gegenüber den Ergebnissen des Vorjahres ist besonders das häufige Auftreten von ^{106}Ru - ^{106}Rh (das 1971 erst an 6. Stelle in 17 Fällen auftrat) interessant. Dieses Nuklid wird vorwiegend im Bereich der ADB gefunden.

1972 wurden im Strahlenschutzmeßlabor 17 100 Raum- und Abluftfilter mit α - β -Pseudokoinzidenzanlagen ausgemessen. Dabei wurde auf ca. 100 Filtern eine α -Aktivität $> 0,1$ nCi und auf ca. 370 Filtern eine β -Aktivität von $> 0,5$ nCi festgestellt.

Im Jahre 1972 mußten im Bereich der ADB in 18 Fällen Mitarbeiter oder Angehörige von Fremdfirmen wegen Überschreitung der 13-Wochendosis zeitweise für Tätigkeiten in Kontrollbereichen gesperrt werden. Die dosisrichtige Erfassung von sehr harter β -Strahlung erwies sich vor allem bei der Betreuung von Reparaturarbeiten als überaus wichtig.

Nuklide	Anzahl der Fälle	Nuklide	Anzahl der Fälle	Nuklide	Anzahl der Fälle
$^{106}\text{Ru}-^{106}\text{Rh}$	119	^{24}Na	4	$^{103m}\text{Ru}-^{103}\text{Rh}$	2
$^{137}\text{Cs}-^{137m}\text{Ba}$	77	^{51}Cr	4	$^{115}\text{Cd}-^{115m}\text{In}$	2
$^{144}\text{Ce}-^{144}\text{Pr}$	50	^{64}Cu	4	^{203}Hg	2
^{134}Cs	50	$^{99}\text{Mo}-^{99m}\text{Tc}$	4	^7Be	1
$^{95}\text{Zr}-^{95}\text{Nb}$	35	$^{140}\text{Ba}-^{140}\text{La}$	4	^{46}Sc	1
^{60}Co	34	^{65}Zn	3	^{54}Mn	1
$^{125}\text{Sb}-^{125}\text{Te}$	33	$^{132}\text{Te}-^{132}\text{J}$	3	^{58}Co	1
^{131}J	18	^{139}Ba	3	^{82}Br	1
^{110m}Ag	9	nat. Luftstaub	3	^{89}Rb	1
^{41}Ar	8	nat. Uran	3	$^{113}\text{Sn}-^{113m}\text{In}$	1
^{133}J	7	^{239}Np	3	^{135}Xe	1
^{124}Sb	6	^{241}Am	3	^{192}Ir	1
^{138}Cs	5	^{56}Mn	2	^{224}Ra - Folgeprod.	1
				^{226}Ra - Folgeprod.	1
				^{234}Th	1

Tab. 18: γ -spektroskopisch im Strahlenschutzmeßlabor identifizierte Radionuklide

Eine weitere Belastung für die Arbeitsplatzüberwachung ergab sich durch die Notwendigkeit, im Rahmen des KTH für die Core-Wechsel-Arbeiten auf NS "Otto Hahn" über mehrere Monate hin hochqualifiziertes Strahlenschutzpersonal abzuordnen.

3.2 Dichtigkeitsprüfungen

H. Fessler

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 1972 wurden insgesamt 129 Dichtigkeitsprüfungen an umschlossenen radioaktiven Stoffen durchgeführt. Bei diesen Prüfungen wurden 5 undichte Quellen ermittelt.

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 den "Grundsätzen für die Ableitung radioaktiver Stoffe in die Luft aus dem Kernforschungszentrum Karlsruhe", die mit den Aufsichtsbehörden vereinbart sind, im "Abluftplan" vorgeplant.

Tabelle 19 gibt eine Übersicht über die im Jahr 1972 von den einzelnen Anlagen des Kernforschungszentrums abgeleitete Aktivität. In die Zusammenstellung wurden nur Anlagen und Radionuklide aufgenommen, bei denen einmal im Jahr ein Prozent des nach dem Abluftplan zulässigen Monatswertes überschritten wurde.

Die in Tabelle 19 mit Großbuchstaben bezeichneten Nuklidgruppen sind in Tabelle 20 näher erklärt.

Tab. 19: Ableitung radioaktiver Stoffe im Jahre 1972 aus dem Kernforschungszentrum Karlsruhe in die Atmosphäre (Aktivitätsangabe in Ci)

Anlage	FR 2			MZFR		WAK			ADB							IHCh	IRCh	INR	Zyklotron
	⁴¹ Ar	³ H	B	³ H	C	A	B	⁸⁵ Kr	Geb. 545			Geb. 548	Geb. 536 (FERAB)						
Nuklid/ Nuklidgruppe									A	B	C (³ H)	B	A	B	A	C (⁴¹ Ar)	³ H	⁴¹ Ar, ¹⁵ O, ¹³ N	
nach Ab- luftplan zulässiger Monatswert	30 000	120	0,15	500	300	1.10 ⁻³	0,5	50 000	4.10 ⁻⁶	2.10 ⁻³	15,0	2.10 ⁻³	1.10 ⁻⁴	5.10 ⁻²	1.10 ⁻⁴	5,0	10,0	50	
Januar	10 258	111,5	2,6.10 ⁻³	56	-	3,8.10 ⁻⁴	-	5 000	-	2,7.10 ⁻⁵	-	-	3,5.10 ⁻⁵	2,7.10 ⁻³	-	7,1.10 ⁻²	-	3,30	
Februar	15 220	24,4	-	120	37	2,1.10 ⁻⁴	-	10 000	-	2,9.10 ⁻⁵	7	-	2,0.10 ⁻⁴	3,7.10 ⁻³	-	7,8.10 ⁻²	-	4,0	
März	10 667	48,9	-	44	165	2,4.10 ⁻⁴	-	12 000	-	4,2.10 ⁻⁵	2,1	-	4,4.10 ⁻⁵	4,4.10 ⁻³	-	1,7.10 ⁻²	-	5,27	
April	8 966	69,5	-	27	70	3,9.10 ⁻⁵	-	4 600	-	5,7.10 ⁻⁴	11,9	-	1,15.10 ⁻⁴	7,7.10 ⁻³	-	7,3.10 ⁻²	4,0	1,08	
Ma	16 223	17,2	-	28	83	1,7.10 ⁻⁵	-	9 260	-	4,4.10 ⁻⁴	1,4	-	1,07.10 ⁻³	7,14.10 ⁻²	-	0,14	-	0,87	
Jun	10 068	66,8	-	24	130	-	-	1 350	-	4,8.10 ⁻⁵	3,4	-	9,2.10 ⁻⁵	4,6.10 ⁻³	-	-	-	3,04	
Juli	12 118	58,1	-	51	120	1.10 ⁻⁵	-	-	1,2.10 ⁻⁵	2.10 ⁻⁴	0,18	-	3,5.10 ⁻⁵	5,4.10 ⁻³	-	9.10 ⁻²	2,6	4,61	
August	14 656	22	-	32	52	9.10 ⁻⁴	-	-	8,2.10 ⁻⁸	7,8.10 ⁻⁵	0,32	-	1,2.10 ⁻⁵	4,4.10 ⁻³	-	-	5,2	-	
September	10 500	55,9	-	37	77	5.10 ⁻⁴	1.10 ⁻²	-	5,8.10 ⁻⁸	1,3.10 ⁻⁴	1,90	-	4,9.10 ⁻⁵	1,86.10 ⁻²	-	-	-	1,4	
Oktober	11 728	65,4	-	51	88	9.10 ⁻⁴	2.10 ⁻²	4 000	-	2,9.10 ⁻⁵	9,2	-	3,5.10 ⁻⁵	4,1.10 ⁻²	-	-	-	3,3	
November	14 553	19,5	-	32	73	2.10 ⁻⁴	2.10 ⁻²	11 500	-	-	5,9	2,9.10 ⁻⁵	4,4.10 ⁻⁵	5,8.10 ⁻⁴	-	-	5,0	2,85	
Dezember	10 861	43,6	-	40	58	3,5.10 ⁻⁴	8.10 ⁻²	10 000	-	3,6.10 ⁻⁵	4,6	-	1,0.10 ⁻⁵	5,0.10 ⁻³	1.10 ⁻⁶	-	5,0	4,1	
Summe	145 818	602,8	2,6.10 ⁻³	542	955	3,75.10 ⁻³	0,13	67 710	1,2.10 ⁻⁵	1,63.10 ⁻³	48	2,9.10 ⁻⁵	1,74.10 ⁻³	0,17	1.10 ⁻⁶	0,47	21,8	33,82	
nach Ab- luftplan zulässiger Jahreswert	220 000	1 000	1,5	4 000	3 000	1.10 ⁻²	4,0	350 000	3.10 ⁻⁵	1,5.10 ⁻²	60	7.10 ⁻³	1.10 ⁻³	0,40	8.10 ⁻⁴	30,0	100	500	
Vorjahres- wert	141 132	634	-	1 130	526	1,1.10 ⁻⁴	-	16 300	-	-	-	-	1,2.10 ⁻³	3,5.10 ⁻²	-	0,19	ca. 100	14,70	

Zusätzlich wurden 10 Ci ³H bei Ausbreitungsversuchen freigesetzt.

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 gleichzeitig angegeben. Überschreitungen zulässiger Werte sind durch Einrahmen der Zahlenwerte kenntlich gemacht.

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. 19 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. 20: Erläuterung der Nuklidgruppen zur Tabelle 19

3.3.2 Abwasserüberwachung

M. Winter, H. Schüler

Die Skala der Aktivitätskonzentration der in den verschiedenen Instituten und Anlagen des KFZK anfallenden Abwässer reicht von "schwachaktiven" Abwässern mit Konzentrationen bis zu 10^{-1} Ci/m³ über "mittelaktive" Abwässer mit Konzentrationen bis zu 10^2 Ci/m³ bis zu den sog. "hochaktiven" und schließlich selbsterhitzenden Abwässern in der Größenordnung von einigen 10^6 Ci/m³.

Diese grobe Einteilung der Abwässer nach Aktivitätskonzentrationen ist zwar willkürlich, doch für die Praxis unentbehrlich. Während die hochaktiven und fast alle mittelaktiven Abwässer grundsätzlich gleich in die Dekontaminationsanlage für flüssige radioaktive Abfälle überführt werden, wird die Aktivitätskonzentration aller voraussichtlich schwachaktiven Abwässer zuerst im Abwasserlabor der ASS bestimmt, so daß von diesen Abwässern nur noch jene zur Dekontamination geleitet werden, die sich im Sinne der 1. SSV0 als unfrei erwiesen haben.

Das voraussichtlich schwachaktive Abwasser wird in 41 Abwassersammelstationen in insgesamt 191 Sammelbehältern aufgefangen. Das Fassungsvermögen dieser Sammelbehälter, aus denen 1972 insgesamt 12 286 Proben gezogen wurden, beträgt bis auf wenige Ausnahmen 10 m³. Das Meßergebnis einer Abwasserprobe entscheidet somit im Sinne der 1. SSV0 über die Freigabe von jeweils 10 m³ Abwasser. Die Betriebskosten für die Dekontamination von

10 m³ unfreien Abwassers betragen 1972 rund 1 100 DM. Hingegen kann freies Abwasser der betriebseigenen Kläranlage des KFZK direkt zugeführt werden.

Außer den Abwassersammelstationen werden im Sinne einer Endkontrolle die 4 Endbecken für Chemieabwasser mit je 600 m³ und die 2 Endbecken für Fäkalabwasser mit je 450 m³ Fassungsvermögen überwacht. 1972 wurden insgesamt 836 Endbeckenfüllungen abgeleitet.

Damit waren 1972 insgesamt 13 122 Abwasserproben auszumessen. Die Zahl der Abwasserproben pro Jahr hat seit 1964 erstmals gegenüber dem Vorjahr abgenommen. Der Rückgang der Probenzahl gegenüber 1971 beträgt rund 10 % (s. Abb. 3).

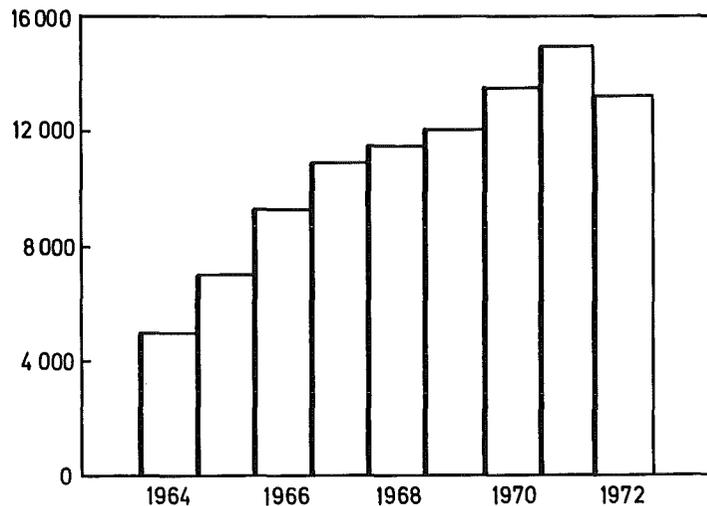


Abb. 3: Jährliche Anzahl der Abwasserproben

Knapp 8 % aller Proben erwiesen sich 1972 im Sinne der 1. SSV0 als unfrei (s. Tab. 21). 1971 waren nur 6 % der Proben unfrei. Dagegen hat der Anteil der Proben mit Aktivitätskonzentrationen unterhalb der Nachweisgrenze für die α - und β -Bruttoaktivität gegenüber dem Vorjahr um rund 10 % zugenommen. Die Nachweisgrenzen betragen unter den Meßbedingungen des Routinebetriebs für die α - bzw. β -Bruttoaktivität, bezogen auf ^{235}U und ^{40}K , $0,5 \cdot 10^{-7} \text{ Ci/m}^3$ bzw. $1,0 \cdot 10^{-7} \text{ Ci/m}^3$. Der Rückgang des prozentualen Anteils der Proben mit nicht mehr nachweisbaren Tritiumkonzentrationen beruht hingegen auf einer Verbesserung der Nachweisgrenze für Tritium von $15 \cdot 10^{-6} \text{ Ci/m}^3$ auf $8 \cdot 10^{-6} \text{ Ci/m}^3$.

Art der Aktivität	Zahl der untersuchten Abwasserproben 1972	davon mit einer Aktivitätskonzentration unter der Nachweisgrenze	im Sinne der 1. SSV0 unfrei
α	13 122	8 806 (67 %)	1 037 (7,9 %)
β	13 122	5 351 (41 %)	
^3H	4 298	590 (13,7 %)	

Tab. 21: Anzahl der unfreien Proben und der Proben mit Aktivitätskonzentrationen unterhalb der Nachweisgrenze für die α - und β - Bruttoaktivität und Tritiumaktivität

Wegen der hohen Betriebskosten zur Dekontamination unfreier Abwässer besteht die Aufgabe der Abwasserüberwachung nicht nur darin, die Einhaltung der in der 1. SSV0 wiedergege-

benen maximal zulässigen Konzentrationen zu kontrollieren, sondern auch in dem Bemühen, die Freigabemöglichkeiten der 1. SSV0 durch Nuklididentifizierungen immer besser auszuschöpfen. Dabei geht es um jene 30 % bis 40 % aller Proben, die nicht bereits aufgrund einer einfachen α - und β -Bruttoaktivitätsmessung als unanalytierte Gemische freigegeben werden können bzw. nicht bereits aufgrund dieser einfachen Messung als unfrei bezeichnet werden müssen. Das betrifft im wesentlichen Abwasser 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 Januar 1972 verfügt das Abwasserlabor über einen programmgesteuerten Vielkanal-Impulshöhenanalysator, der eine verstärkte, routinemäßige γ -Spektroskopie ermöglichte. Die Zahl der spektroskopisch untersuchten Abwasserproben (Tab. 22) hat sich von 18,6 % im Jahr 1971 auf 29,8 % im vergangenen Jahr erhöht.

Art der Proben	Zahl der Proben 1972	Zahl der durchgeführten Messungen					β -Energiebestimmung	Summe der Einzelmessungen
		α	β	³ H	α -Spektr.	γ -Spektr.		
Abwasser	13 122	13 122	13 122	4 298	820	3 089	786	35 237
Schlamm aus Zyklator und Abwasserstationen	210	210	210	-	-	-	-	420
Wasserproben FR 2 (Kühlkreislauf und Absetzbecken)	478	478	478	478	-	478	-	1 912
Luftfeuchteproben zur Abluftüberwachung von FR 2 und Deko flüssig	2 102	-	-	2 102	-	-	-	2 102
Verschiedene Proben	1 027	699	656	327	34	580	4	2 300
Luftfeuchteproben für Ausbreitungsexperimente	106	-	-	106	-	-	-	106
Wasserproben für Tritium-Programm	1 550	-	-	1 550	-	-	-	1 550
Jahressumme	18 595	14 509	14 466	8 861	854	4 147	790	43 627

Tab. 22: Art und Zahl der Proben und der 1972 durchgeführten Einzelmessungen

Eine Übersicht über die 1972 im Abwasserlabor durchgeführten Einzelmessungen und über die Herkunft der Proben gibt Tabelle 22. Der Jahressumme von rund 18 600 Proben stehen rund 43 600 Einzelmessungen gegenüber, die entweder zum Freigabeentscheid im Sinne der 1. SSV0 oder zum Erhalt der gewünschten Informationen erforderlich waren. Im Mittel waren 1972 im Abwasserlabor arbeitstäglich 75 Proben auszumessen bzw. 176 Einzelmessungen auszuführen.

29 % aller Proben waren keine Abwasserproben. In ständig steigendem Maße machen 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 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 sowie α -spektroskopische Untersuchungen von Proben für das Institut für Transurane. Für Arbeitsgruppen der ASS wurden spektroskopische Messungen im Zusammenhang mit Dichtigkeitsprüfungen, Messungen von ^{131}J und ^{63}Ni sowie Kontrollmessungen zur Prüfung des Dekontaminationserfolges nach der Reinigung von Laborge-räten ausgeführt. Schließlich wurden auch alle Tritiummessungen im Rahmen der Umgebungsüberwachung und des Projekts Nukleare Sicherheit im Abwasserlabor durchgeführt. Besondere Erwähnung verdienen die zahlreichen Sonderproben im Zusammenhang mit störfallbedingten Kontaminationen des Fäkalabwasser- und des Regenwasserkanalsystems. Die Überwachungs-messungen des Abwasserlabors führten in beiden Fällen zur Aufklärung der Ursachen für die Kontamination.

Die in den 40 Abwassersammelstationen des KFZK 1972 angefallene Gesamtmenge an sog. Chemieabwasser lag mit rund 236 000 m³ (s. Tab. 24) nur um 3 % unter der Vorjahressumme. Die Zunahme der gesamten im Chemieabwasser angefallenen Aktivität ist auch 1972 fast ausschließlich auf die Ableitungen der WAK zurückzuführen (Tab. 23). Die β -Aktivität aller nicht von der WAK stammenden Abwässer ging insgesamt gegenüber dem Vorjahr um mehr als die Hälfte zurück. Demgegenüber hat die angefallene α -Aktivität der Abwässer weiterhin zugenommen.

Die Verteilung der angefallenen Abwasseraktivität auf die verschiedenen Anlagen und Institute des KFZK zeigen die Tabellen 24 und 25. Von der WAK stammen bei nur 2 % Anteil an der Gesamtabwassermenge mehr als 95 % 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 25 getrennt aufgeführt und ihre Summe wieder gleich 100 % gesetzt. Die Summe dieser β -Aktivität lag 1972 mit 6,84 Ci um 10,5 Ci niedriger als im Vorjahr, die Summe der α -Aktivität stieg hingegen von 93 mCi auf 116 mCi an. 87,4 % der gesamten α -Aktivität und 97,4 % der gesamten β -Aktivität fiel in nur 8 der 40 Abwassersammelstationen an.

Die gesamte aus dem KFZK in den Altrhein abgeleitete Abwassermenge hat sich gegenüber dem Vorjahr nicht verändert. Der Betrag von $4,66 \cdot 10^5$ m³ (Tab. 26) setzt sich aus dem in Tabelle 24 aufgeführten Chemieabwasser und aus den direkt in die Kläranlage eingeleiteten Wässern, wie Fäkal- und Spülwässern, zusammen, die im Gegensatz zum Chemieabwasser vor der Einleitung in die Endbecken keiner Aktivitätskontrollmessung unterzogen werden. Tabelle 26 gibt die aus dem KFZK 1972 abgeleitete Abwasseraktivität wieder.

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

Tab. 23: Steigerungsquoten der angefallenen Abwasseraktivität

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

* Berichtigung des im Jahresbericht 1971 (14, S. 35) angegebenen Zahlenwerts.

Chemieabwasser und Abwasser- aktivität		α-Bruttoaktivität		β-Bruttoaktivität		Abwassermenge	
		Ci	%	Ci	%	m ³	%
im KFZK insgesamt	1972 (1971)	4,01 (0,49)	100 (100)	141,17 (96,1)*	100 (100)	236 037 (243 775)	100 (100)
davon entfallen auf							
die WAK	1972 (1971)	3,89 (0,40)	97,0 (81,6)	134,32 (78,8)*	95,1 (82,0)*	4 803 (3 900)	2,0 (1,6)
alle anderen Anlagen	1972 (1971)	0,12 (0,09)	3,0 (18,4)	6,85 (17,3)	4,9 (18,0)	231 234 (239 875)	98,0 (98,4)

Tab. 24: Im Kernforschungszentrum angefallene Chemieabwassermengen und Abwasseraktivität; Vergleich der Zahlenwerte für 1972 und 1971

*Berichtigung des im Jahresbericht 1971 (14, S. 36) angegebenen Zahlenwertes.

Abwassersammel- stationen des KFZK <u>außer</u> WAK	α-Bruttoaktivität		β-Bruttoaktivität		Abwassermenge	
	mCi	%	mCi	%	m ³	%
MZFR	0,2	0,2	4 199	61,4	1 858	0,8
Heiße Zellen	9,6	8,3	2 064	30,2	2 280	1,0
Institut für Transurane	40,9	35,3	227	3,3	6	-
Institut für Heiße Chemie	48,1	41,5	77	1,1	7 831	3,4
Institut für Radiochemie	1,3	1,1	50	0,7	12 370	5,3
FR 2 (3 Stationen)	1,1	1,0	50	0,7	3 155	1,4
Alle restlichen 32 Abwasser- stationen	14,6	12,6	176	2,6	203 734	88,1
Summe	115,8	100	6 843	100	231 234	100

Tab. 25: Herkunft und Aktivitätsanteil des 1972 im Kernforschungszentrum angefallenen Chemieabwassers, ausgenommen WAK

1972	Nachgewiesene Aktivität	Abwasser- menge
Aus dem KFZK α	1,3 mCi	4,66 · 10 ⁵ m ³
abgeleitete Ab- β	171 mCi	
wasseraktivität ³ H	2 226 Ci	

Tab. 26: 1972 aus dem KFZK in den Altrhein bei Leopoldshafen abgeleitete Abwasseraktivität

3.3.3 Überwachung des inaktiven Mülls

L.A. König

Die Überwachung des inaktiven Mülls in Mülltonnen und sonstigen Behältnissen auf Radioaktivität wurde fortgesetzt. In 7 Fällen wurden radioaktive Stoffe gefunden. In 2 Fällen mußte der vor der Ausfahrt aus dem Kernforschungszentrum zusätzlich kontrollierte gesellschaftseigene Müllwagen zur Sicherstellung radioaktiver Stoffe entleert werden. Bei der gefundenen Aktivität 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.

3.4 Umgebungsüberwachung

M. Winter, D. Schwenke

3.4.1 Das Überwachungsprogramm

Der Routineteil der Umgebungsüberwachung des Kernforschungszentrums Karlsruhe wurde auch 1972 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 detaillierte Beschreibung des Überwachungsprogrammes wird in tabellarischer Form auf den folgenden Seiten gegeben. Die Standorte der Meßstellen und die Lage der festgelegten Probenahmestellen gehen aus den Abbildungen 4 und 5 hervor.

Die an den 8 Zählrohraußenstationen 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. 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 und sind damit empfindlich genug, um auch das Auftreten geringfügiger Dosisleistungserhöhungen,

Programmpunkt: I. Direktmessung der Strahlung

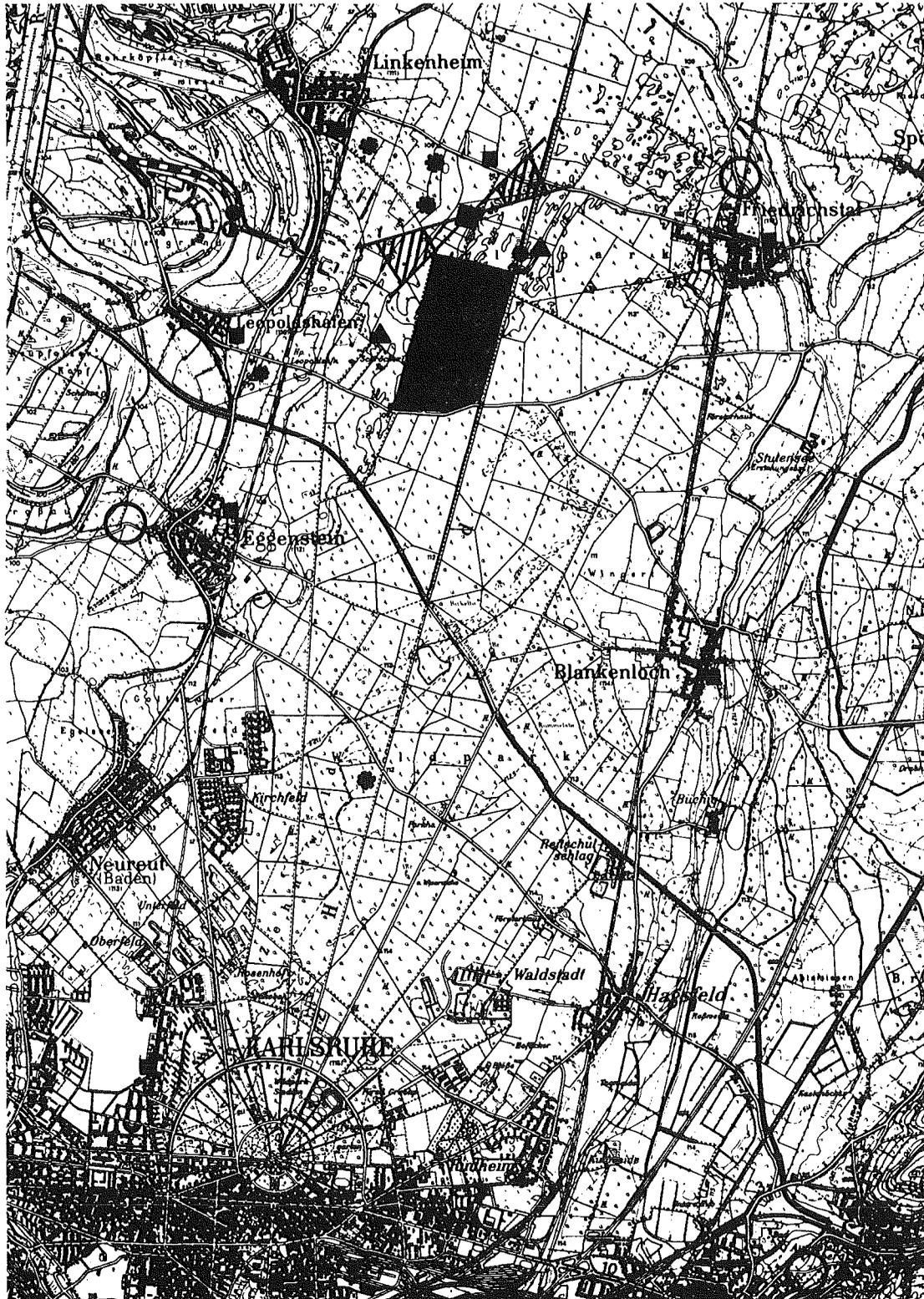
Programmpunkt	Überwachungseinrichtung	Meßgrößen	Berichtsform		Registrierung	Zahl der Meßstellen	Standort der Meßstellen
			Einheit	Bemerkungen			
I.1	<u>Zählrohraußenstationen</u> Zählrohre BZ 12o auf Kurbelmasten Impulspeicher telephonisch abfragbar	($\beta+\gamma$)-Strahlungspegel	ipm	Monatsmittel $\bar{R}_M = \frac{\Delta Z_M}{\Delta t_M}$ ΔZ_M = Zählerstands- differenz zwischen erster und letzter Abfrage innerhalb eines Monats, Δt_M = Berichtsmonat in Minuten und minimaler und maxi- maler Abfragewert	telefonische Abfrage ar- beitstäglich 2 mal Kreisblatt- schreiber (1 Woche) zur Dokumentation	8	KFZK, Bau 123 Leopoldshafen, Albert-Einstei- Str. 6 Linkenheim, Friedenstr. 1o Friedrichstaler Landstraße, Forsthaus (nörd- lich WAK) Friedrichstal, Rheinstr. 36 Blankenloch, Am Pfarrgarten 1 Karlsruhe, Erzbergerstr. 111 Eggenstein, Eichendorffstr. 17
I.2	<u>Zählrohr-Monitor-Anl. zur Geländeüberwachung</u>	γ -Dosisleistung D	mR/h	Berichterstattung nur bei nicht stö- rungsbedingten Überschreitungen der Warn- und Alarmschwellen	Meßwertanzeige auf 25 Einzel- instrumenten in der Überwach- zentrale in Bau 123; kontinuierliche Registrierung auf Mehrfach- Punkte-Druckern	25	innerhalb des KFZK-Geländes (genaue Stand- orte siehe Abb. 5)
2.1	Gelände des KFZ Zählrohre BZ 12o mit Energiekompensationsfilter Zählrohre Typ 18529 Valvo mit Energie- kompensationsfilter	14 Detektoren mit Warnschwelle bei 1 mR/h Meßbereich: 1o μ R/h \leq D \leq 1o mR/h 11 Detektoren mit Alarmschwelle bei 1oo mR/h Meßbereich: 1o mR/h \leq D \leq 1oooo R/h					
2.2	Gelände der WAK Zählrohre BZ 12o ohne Energiekompensationsfilter Zählrohre Typ 18529 Valvo mit Energie- kompensationsfilter	($\beta+\gamma$)-Strahlungs- pegel R 4 Detektoren mit Warnschwelle bei 1o-f. Nullpegel R_o ($R_o \approx 4oo$ ipm) γ -Dosisleistung D 2 Detektoren mit Alarmschwelle bei 1oo mR/h Meßbereich: 1o mR/h \leq D \leq 1oooo R/h	ipm mR/h	wie I.2.1	Meßwertanzeige auf 6 Einzel- instrumenten, sonst wie unter I.2.1	6	entlang der Ge- ländegrenzen der WAK innerhalb des Zauns (genaue Stand- orte siehe Abb. 5)
I.3	<u>Festkörper-Dosimeter</u> Phosphatglas-Dosimeterpaare in Spezial-Kugelkapselung Thermolumineszenz-Dosimeter (Lif-Presslinge)	akkumulierte Dosis	mR	Arithmetischer Mittelwert der Halbjahres- bzw. Jahresdosiswerte; Maximalwert Einzelwerte der Halbjahres- bzw. Jahresdosis Einzelwerte der Halbjahres- bzw. Jahresdosis	Ausmessung erfolgt halbjährlich	5o 6 8	KFZK-Gelände entlang der Geländegrenzen im Abstand von ca. 1oo m; Aufhängung 3,0 m über dem Boden an Al-Standrohren WAK-Gelände, entlang der Grenzen i. Zaun, Aufhängung ca. 2 m über Boden an Standrohren f. Zählr. (siehe I.2.2) Umgebung, Aufhängung in Höhe d. Zählrohre, Standorte siehe I.1

Programmpunkt: II. Aktivitätsmessungen

Programmpunkt	Überwachtes Medium	Meßgrößen	Berichtsform		Zahl der Sammelstellen	Häufigkeit der Probenahme	Probenahmestelle bzw. Sammelstelle
			Einheit	Bemerkungen			
II.1	<u>Aerosolgehalt der Luft</u>	Langlebige α - und β -Aktivität (ca. 7 Tage nach Probenahme). Bei wesentlich erhöhten Meßwerten Analyse!	pCi/m ³	Monatsmittel	2	2 x wöchentlich (Montag und Donnerstag)	Festfilteranlagen in Meßhütte Nordost (Planquadrat N 8) und Meßhütte West (siehe Abb. 5)
		α -Aktivität nach 5 Tagen, β -Aktivität nach 5 bis 6 Stunden nach Bestaubungs-ende bei 6 Stunden Bestaubungszeit	pCi/m ³	Bericht nur, wenn $\alpha > 0,4$ pCi/m ³ $\beta > 100$ pCi/m ³	1	kontinuierlich	Schrittfilteranlage in Bau 123
II.2	<u>Niederschlag</u>	α - und β -Bruttoaktivität (wenn $\beta > 200$ pCi/l Analyse!)	pCi/l und nCi/m ²	Monatsmittel	2	2 x monatlich	Meßhütten NO und W Hiberniatrichter mit 500 cm ² Auffangfläche
				Monatswert	1	2 x monatlich	südwestlich des WAK-Abluftkamins innerhalb des WAK-Geländes, Hiberniatrichter 500 cm ² Auffangfläche
		Plutonium-Aktivität	pCi/m ²	Monatswerte	2	monatlich	Meßhütten NO und W Naßsammelwannen 1,15 m ² Auffangfläche
					1	monatlich	südwestlich WAK-Kamin Hiberniatrichter 0,5 m ² Auffangfläche
		Tritium-Aktivität	pCi/ml	Monatsmittel	2	2 x monatlich	Meßhütten NO und W Hiberniatrichter 500 cm ² Auffangfläche
					1	2 x monatlich	südwestlich des WAK-Abluftkamins innerhalb WAK-Gelände, Hiberniatrichter 500 cm ² Auffangfläche
Vorsorgliche Niederschlagsammlung, um bei nötiger Analyse genügende Niederschlagsmengen zu haben (z.B. für Bestimmung der Sr-90- und Cs-137-Aktivität). Ist die β -Bruttoaktivität ≤ 200 pCi/l, so wird der gesammelte Niederschlag verworfen.					4	monatlich	Meßhütten NO und W je 2 Hiberniatrichter 0,5 m ² Auffangfläche
II.3	<u>Wasser Oberflächenwasser</u>	Langlebige α - und β -Aktivität (abzüglich K-40) nach ca. 7 Tagen	pCi/l	Monatsmittel	1	kontinuierlich, wöchentliche Messung	Hirschkanal (nahe NO-Ecke des KFZK)
		Tritiumaktivität	pCi/ml				
	<u>Grund- und Trinkwasser</u>	Langlebige α - und β -Aktivität (abzüglich K-40) nach ca. 7 Tagen	Tritiumaktivität	pCi/l	Monatsmittel	1	wöchentlich
pCi/ml				Einzelwerte	4	1/4-jährlich	Wasserwerk Leopoldshafen, Wasserwerk Zweckverband Linkenheim-Hochstetten, 2 Schluckbrunnen (WAK-Grundwasserhaltung)
					1	1/2-jährlich	Wasserwerk Karlsruhe-Hardtwald als Referenzstelle

Programmpunkt: II. Aktivitätsmessungen (Fortsetzung)

Programmpunkt	Überwachtes Medium	Meßgrößen	Berichtsform		Zahl der Sammelstellen	Häufigkeit der Probenahme	Probenahmestelle bzw. Sammelstelle
			Einheit	Bemerkungen			
II.4	<u>Biologisches Material</u>						(siehe Abb. 5)
4.1	Schlamm	Langlebige α - und β -Aktivität nach ca. 7 Tagen	pCi/g Tr.		1	monatlich	Hirschkanal (nahe NO-Ecke des KFZK)
		Langlebige α - und β -Aktivität nach ca. 7 Tagen <u>und</u> Plutoniumaktivität	pCi/g Tr. pCi/g Tr.	wenn $\alpha > 50$ pCi/g $\beta > 100$ pCi/g dann zusätzlich	1 (1)	1/4-jährlich	Altrhein, Gemarkungsgrenze (unterhalb Abwassereinleitung) Altrhein, Leopoldshafen Brücke (oberhalb Abwassereinleitung)
4.2	Plankton	Langlebige α - und β -Aktivität nach ca. 7 Tagen <u>und</u> Plutoniumaktivität	pCi/g Tr. pCi/g Tr.	zusätzlich wenn (s. Schlamm)	1 (1)	1/4-jährlich	Altrheingebiet unterhalb Abwassereinleitung Altrheingebiet oberhalb Abwassereinleitung
4.3	Fisch	Langlebige β -Aktivität nach ca. 7 Tagen (Getrennt in Haut und Flossen, Fleisch und Gräten) (abz. K-40)	pCi/g Naßg.	Fischart variabel	1	1/2-jährlich	Altrheingebiet unterhalb Abwassereinleitung
4.4	Wasserpflanzen	Langlebige β -Aktivität nach ca. 7 Tagen (abzüglich K-40)	pCi/g Tr.	Pflanzenart variabel	1	1/2-jährlich	Altrheingebiet unterhalb Abwassereinleitung
4.5	Bewuchs	Langlebige β -Aktivität nach ca. 14 Tagen (abzüglich K-40)	pCi/g Tr.	verschiedene Futterpflanzen	3	1/2-jährlich	2 kreisförmige Probenahmezonen von je ca. 500 m Durchmesser in den 2 Hauptwindrichtungsgebieten (siehe Lageplan!)
		wenn $\beta > 100$ pCi/g Tr dann γ -Spektrum					Landwirtschaftliche Versuchsanstalt Grötzingen als Referenzstelle
		Plutonium-Aktivität	pCi/g Tr.	Gras oder Kiefernnadeln	5	1/4-jährlich	KFZK, Planquadrat H 1 500 m in Richtung SW von Planquadrat H 1 KFZK, Planquadrat M 6 500 m in Richtung NO von Planquadrat M 6 Referenzstelle im Raum Durlach
					2	1/4-jährlich	2 Probenahmezonen in den Hauptwindrichtungen in je 500 m bis 1000 m Abstand vom WAK-Abluftkamin



- | | | | |
|--|--------------------------|-----------------------------|------------------------------------|
| ■ Zählrohr-
außen-
stationen +
Festkörper-
dosimeter | ~ Oberflächen-
wasser | ● Schlamm | ○ Bewuchs |
| * Grund- und
Trinkwasser | ⊙ Plankton | ⌒ Fisch +
Wasserpflanzen | ▲ Bewuchs
zur Pu-
Bestimmung |

Abb. 4: Lageplan der Meß- und Probenahmestellen zur Umgebungsüberwachung des KFZK

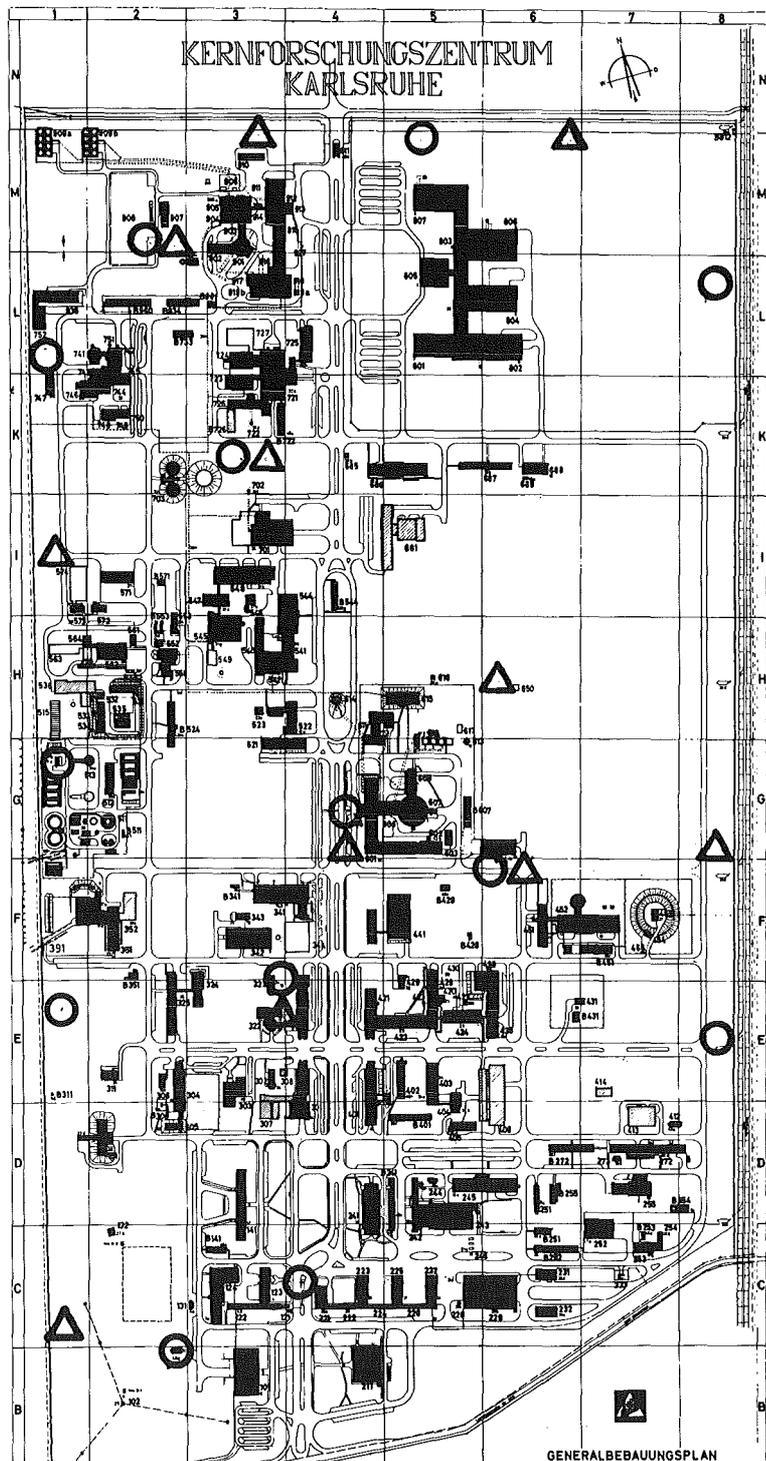
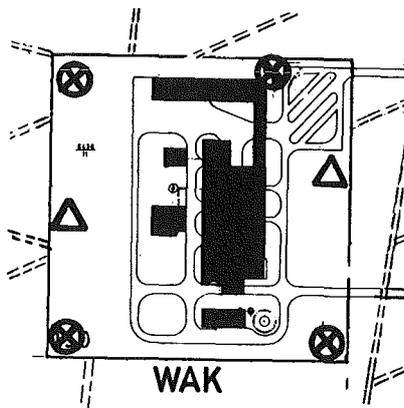


Abb. 5: Meßstellenplan
der Zählrohr-Monitor-
Anlage

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

z. B. als Folge von Transporten radioaktiver Abfälle durch Warnschwellenüberschreitungen anzuzeigen. 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.

Zusätzlich zum behördlich geforderten Meßstellennetz befinden sich drei weitere Detektoren zur Messung des Vertikalprofils der γ -Dosisleistung auf dem meteorologischen Meßmast in 45 m, 130 m und 195 m Höhe. Unabhängig von der Instrumentierung dieses Meßmastes für das meteorologische Forschungsprogramm sorgen je eine Windfahne und ein Anemometer in 40 m und 80 m Höhe für eine meteorologische Mindestinformation auch außerhalb der Dienstzeit.

Die Anzeige- und Registrierinstrumente aller hier genannten Meßstellen befinden sich in der sog. Umgebungsüberwachungszentrale im Gebäude der Abteilung Strahlenschutz und Sicherheit. Die Meßwertübertragung von den Meßstellen erfolgt über Meßkabel von insgesamt mehr als 30 km Länge.

Das 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 1972 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. Alle Meßstellen sind mit je 2 Phosphatglas-Dosimetern bestückt, davon 210 Meßstellen außerdem mit je 2 LiF-Dosimetern. Alle Dosimeter werden halbjährlich zur Ausmessung eingeholt.

Der zweite Teil des Umgebungsüberwachungsprogramms betrifft die Aktivitätsmessungen. Die Lage der Probenahmestellen des Routineprogramms zeigt Abbildung 4. Der Umfang der erforderlichen Probenahmen und der auszuführenden Aktivitätsmessungen aufgrund besonderer Anlässe und im Rahmen der Beteiligung am PNS hat 1972 den Umfang des Routineprogrammes zur Immissionsüberwachung weit übertroffen. Die Gesamtzahl der Probenahmen in der Umgebung und im Betriebsgelände des KFZK ist gegenüber 1971 um 58 % gestiegen. Tabelle 27 bietet eine Übersicht über Art und Anzahl der 1972 genommenen und ausgemessenen 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 1972 insgesamt 24 076 km zurücklegten.

3.4.2 Meßergebnisse des Routineprogramms

Die Vermittlung einer Übersicht über die Fülle von Einzelmeßergebnissen des Überwachungsprogramms ist, soweit dadurch interessante Details nicht verdeckt werden, nur durch Bildung von Jahresmittelwerten oder Angabe der Schwankungsbereich der Monatswerte 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

Die Tabelle 28 zeigt die Jahresmittelwerte der $(\beta+\gamma)$ -Impulsrate und den Schwankungsbereich. Die registrierten Meßwerte lassen, verglichen mit den Vorjahren, keinerlei Besonderheiten erkennen.

Art der Proben	Zahl der Proben 1972
Luftstaub auf feststehenden Einzelfiltern	243
Niederschlag	183
Oberflächenwasser und Schlamm aus den 6 Sandfängen der Regen- und Kühlwasserableitungen des KFZK und aus dem Hirschkanal	941
Grund- und Trinkwasser	152
Biologische Proben aus dem Altrheingebiet unterhalb der Abwassereinleitung des KFZK (Schlamm, Plankton, Fisch und Wasserpflanzen)	32
Bewuchsproben (vorwiegend Gras und Kiefernadeln)	59
Luftfeuchteproben zur Tritiumbestimmung bei Brennelementwechselvorgängen am FR 2	25
Luftproben zur Messung der ^{85}Kr -Immissionen in der Umgebung der WAK	68
Luftfeuchteproben im Rahmen der Ausbreitungsexperimente	106
Niederschlag, Trink- und Oberflächenwasser im Rahmen des Programms zur Bestimmung der Tritiumkontamination der Umwelt	1550
Summe	3359

Tab. 27: Art und Anzahl der zur Bestimmung der Umweltradioaktivität genommenen Proben

Meßstellenstandorte	(β+γ)-Strahlungspegel in ipm		
	Jahresmittel	min. Abfragewert	max. Abfragewert
KFZK	489	288	1412
Leopoldshafen	452	263	1198
Linkenheim	436	263	993
Forsthaus, nördl. KFZK	439	294	968
Friedrichstal	467	289	1368
Blankenloch	501	310	1065
Karlsruhe	394	270	1008
Eggenstein	514	322	1501

Tab. 28: Meßergebnisse der Zählrohr Außenstationen

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 KFZK lag auch 1972 bei ca. 10 µR/h. Von den Meßstellen Nr. 16 (Bereich Heiße Zellen und Institut für Heiße Chemie) und Nr. 20 (FR 2) wurden Werte zwischen 50 und 60 µR/h registriert. Überschreitungen der eingestellten Warnschwelle von 1 mR/h ereigneten sich ausschließlich an der Meßstelle Nr. 3 am Westzaun in der Nähe des Abfallagers. Von insgesamt 21 Warnschwellenüberschreitungen des

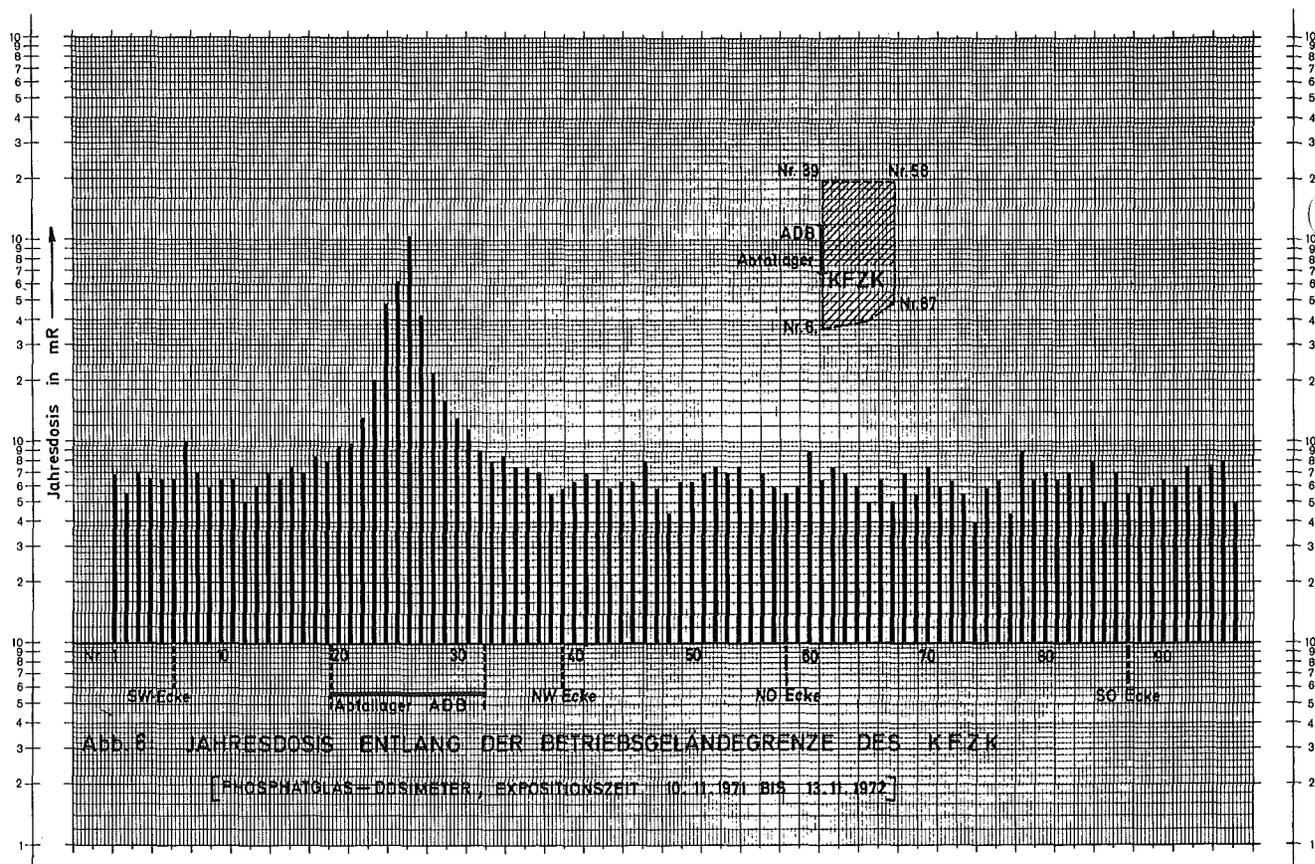
Jahres 1972 fanden allein 10 während des 4. Quartals statt. Diese Zunahme der Häufigkeit gegen Jahresende ist auf zunehmende Abfallanlieferung der WAK zurückzuführen. Dadurch ist sowohl die Zahl der notwendigen Transporte innerhalb des Abfallagers als auch die Höhe der transportierten Aktivität gestiegen. Alle hierdurch ausgelösten Warnschwellenüberschreitungen dauerten jedoch nie länger als 4 Minuten an und erreichten maximal 5,6 mR/h. Der Jahresmittelwert der Dosisleistung an der Meßstelle Nr. 3 betrug 1972 rund 0,1 mR/h.

I.2.2 Überwachung an der Geländegrenze der WAK

Der Streubereich des an 4 Stellen kontinuierlich gemessenen ($\beta+\gamma$)-Strahlungspegels lag 1972 zwischen 400 und 600 Imp/min. Dies bedeutet Übereinstimmung mit den Meßwerten der Zählrohr Außenstationen. 1972 ereigneten sich an 3 Stellen nur insgesamt 6 geringfügige Überschreitungen der eingestellten Warnschwelle von 4 000 Imp/min.

I.3 Festkörper-Dosimeter zur Überwachung der akkumulierten Strahlungsdosis

Entlang der rund 5 km langen Geländegrenze des KFZK stehen im Abstand von 50 m insgesamt 96 Standrohre von 3 m Höhe mit Festkörperdosimetern. Diese Meßstellen gestatten die Aufnahme des Dosisprofils entlang der Betriebsgeländegrenze. Das Dosisprofil für 1972 zeigt Abbildung 6. Das Profil zeigt bei Meßstelle Nr. 26 einen starken Peak mit einer Basis von 600 m Länge. Die Ursachen für die hohen Jahresdosiswerte in diesem Bereich sind die unmittelbare Nähe des radioaktiven Abfallagers und eines Tanks zur Zwischenlagerung radioaktiven Lösungsmittels der WAK an der Außenwand des Gebäudes der Veraschungsanlage der ADB. Außerhalb dieses Bereichs sind lediglich statistische Schwankungen der Dosiswerte um einen Mittelwert erkennbar, der nur geringfügig höher ist als die vom natürlichen Strahlungspegel erzeugte Jahresdosis.



Für den Expositionszeitraum vom 10.11.71 bis 13.11.72 ergaben sich, gemittelt über n Meßstellen, die folgenden Jahresdosismittelwerte \bar{D} (n):

a) Phosphatglas-Dosimeter

Geländegrenze KFZ: (ohne Meßstellen Nr. 20 bis 32)	\bar{D} (83) = 65 mR
Konzentrische Meßstellenringe um den Abluftkamin des FR 2:	
Ringradius 1 km:	\bar{D} (16) = 60 mR
" 2 km:	\bar{D} (35) = 58 mR
" 3 km:	\bar{D} (51) = 57 mR

b) LiF-Dosimeter

Geländegrenze WAK:	\bar{D} (6) = 82 mR
Zählrohr Außenstationen:	\bar{D} (8) = 86 mR
3 km-Ring:	\bar{D} (43) = 74 mR

Die Jahresdosis an der Geländegrenze der WAK ist danach nicht höher als in den benachbarten Ortschaften! Die möglichen Ursachen für den Unterschied zwischen Glas- und TL-Dosimeterwerten sind das jährlich etwa 10 % betragende Fading der Glasdosimeter und die β -Empfindlichkeit der ungekapselten LiF-Preßlinge.

II. Aktivitätsmessungen

II.1 Aerosolgehalt der Luft

Die spezifische α -Aktivität des Aerosolgehalts der Luft lag 1972 zwischen $< 0,001$ pCi/m³ und $0,006$ pCi/m³. Der Jahresmittelwert der spezifischen β -Aktivität der Luft ergab für die beiden Meßhütten den gleichen Wert von $0,11$ pCi/m³. Der Jahresmittelwert der β -Aktivitätskonzentration der Luft liegt damit um 50 % niedriger als im Vorjahr.

II.2 Überwachung des Niederschlags

Die 1972 dem Boden zugeführte α -Bruttoaktivität lag, wie im Vorjahr, unter $2,2$ nCi/m². Die Monatsmittelwerte der α -Aktivitätskonzentrationen lagen 1972 zwischen weniger als 2 pCi/l und 11 pCi/l.

Die Jahresflächenbelastung durch die β -Bruttoaktivität erreichte hingegen an den drei Sammelstellen nur 38 % bis 58 % der Vorjahreswerte. Der Schwankungsbereich der Monatsmittelwerte der β -Aktivitätskonzentration des Niederschlags reichte von rund 10 pCi/l bis 100 pCi/l. Die mittleren Jahreskonzentrationen der drei Sammelstellen liegen jedoch ebenfalls deutlich niedriger als die Vorjahreswerte (s. Tab. 29).

Sammelort	mittl. Jahreskonzentration \bar{a} (72) in pCi/l	Flächenbelastung A_F (72) in nCi/m ²	$\frac{\bar{a}(72)}{\bar{a}(71)}$ f^{++}	$\frac{A_F(72)}{A_F(71)}$ p	Verhältnis der Niederschlagsmengen $\frac{M(72)}{M(71)}$ q
Hütte West	39,3	24	0,46	0,58	1,26
Hütte NO	25,1	15	0,30	0,38	1,28
WAK	26,8	17	0,31	0,4	1,30
Stuttgart ⁺	17,1	10,4	0,27	0,33	1,21

⁺Meßwerte des DWD.; $^{++}f = \frac{p}{q}$

Tab. 29: β -Aktivität im Niederschlag 1972 und 1971

Die Flächenbelastung durch Plutonium ($^{239}\text{Pu} + ^{240}\text{Pu}$) im Niederschlag ist 1972 gegenüber dem Vorjahr gestiegen. Für die drei Sammelstellen innerhalb des Betriebsgeländes ergaben sich folgende Jahreswerte:

Meßhütte West	112 pCi/m ²
Meßhütte NO	32 pCi/m ²
SW-Ecke WAK	21 pCi/m ² .

An der Meßhütte West ergab sich allein für Juni 72 ein Wert von 70 pCi/m², der nicht erklärt werden konnte. Daß einzelne, sog. "heiße Teilchen" in die Naßsammelwanne gelangten, kann nicht ausgeschlossen werden.

Die monatlichen Tritiumkonzentrationen für die drei Niederschlags-Sammelstellen schwankten 1972 zwischen weniger als 0,3 nCi/l und 3,7 nCi/l. Die Jahres-Flächenbelastung mit Tritium lag im Bereich von 440 nCi/m² bis 665 nCi/m².

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 KFZK überwacht. Die Probenahmestelle liegt unterhalb der Einleitungen der 6 Sandfänge des KFZK, über die die Regen- und Kühlwässer in den Hirschkanal eingeleitet werden. Die Aktivität wird wöchentlich in kontinuierlich entnommenen Mischproben bestimmt.

Die α -Bruttoaktivität lag stets unter 2,3 pCi/l, die höchste monatliche Tritiumkonzentration betrug 1,1 nCi/l. Die Monatsmittelwerte der spezifischen β -Bruttoaktivität bewegten sich 1972 mit Ausnahme des Monats Mai zwischen weniger als 2,3 pCi/l und 11 pCi/l.

Für Mai ergab sich aufgrund eines Pumpendefekts in den Dekontaminationsbetrieben, der eine begrenzte Aktivitätsabgabe an das Regenwasser-Kanalnetz zur Folge hatte, ein erhöhter Monatsmittelwert von 148 pCi/l (s. Kap. 3.4.3).

II.3.2 Grund- und Trinkwasser

Überwacht werden das Wasserwerk Süd des KFZK, die Wasserwerke Leopoldshafen, Linkenheim-Hochstetten und Karlsruhe-Hardtswald sowie die beiden Schluckbrunnen der WAK. Die an diesen 6 Stellen gemessenen Aktivitätskonzentrationen zeigten 1972 folgende Schwankungsbereiche:

für die spezif. α -Bruttoaktivität:	< 1,1 bis 2,6 pCi/l
für die spezif. β -Bruttoaktivität:	< 1,6 bis 4,8 pCi/l
für die spezif. Tritiumaktivität:	< 0,3 bis 0,8 nCi/l.

II.4 Überwachung von biologischem Material

Die Monatswerte der spezifischen α -Bruttoaktivität des Schlammes im Hirschkanal (Probenahmestelle Nähe NO-Ecke des KFZ) lagen 1972 zwischen 5 pCi/g Tr. und 15 pCi/g Tr. Die Monatswerte der spezifischen β -Bruttoaktivität sind ab Februar 1972 gegenüber dem Vorjahr erhöht. Der höchste Wert beträgt 110 pCi/g Tr. und wurde im Mai gemessen. Seitdem nahmen die Meßwerte wieder deutlich ab und erreichten im Dezember 72 mit 29 pCi/g Tr. bereits fast wieder das Vorjahresniveau.

Zur Überwachung des Altrheins unterhalb der Abwassereinleitung des KFZK wurden vierteljährlich Schlamm, Plankton, Fisch und Wasserpflanzen ausgemessen. Der Schwankungsbereich der β -Aktivität (abzüglich ^4K) lag mit 1 bis 3 pCi/g Naßgewicht für Fisch und mit 6 bis 10 pCi/g Trockengewicht für Wasserpflanzen im Rahmen der Vorjahreswerte. Dagegen ergaben sich im 2. und 3. Quartal für Plankton (im 1. Quartal konnte wegen des extrem niedrigen Wasserstands keine Planktonprobe genommen werden) und im 4. Quartal für Schlamm erhöhte

β -Aktivitätswerte. Für Plankton wurden im 2. und 3. Quartal mit 235 pCi/g Tr. und 139 pCi/g Tr. Werte gefunden, die den Vorjahresdurchschnitt um den Faktor 4 bzw. 2,3 übertreffen. Gegenüber den noch im 1. bis 3. Quartal 1972 durchschnittlichen β -Aktivitätswerten des Schlammes von 30-40 pCi/g Tr. wurde im 4. Quartal ein Wert von 283 pCi/g Tr. gemessen. Die Ursache für diese erhöhten Meßwerte dürfte in der störfallbedingten Fäkalabwasserkontamination vom März 1972 zu suchen sein (s. Kap. 3.4.3).

Die α -Bruttoaktivitätswerte für Schlamm und Plankton lagen 1972 zwischen 11 und 27 pCi/g Tr., und sie entsprechen damit den Vorjahreswerten. Die spezifische Plutoniumaktivität stieg im Plankton im Laufe des Jahres von 0,9 auf 1,7 pCi/g Asche an. Sie betrug für Schlamm im 1. bis 3. Quartal 0,2 bis 0,7 pCi/g Asche, im 4. Quartal 2,4 pCi/g Asche.

Die halbjährlichen Bewuchsproben aus den beiden Hauptwindrichtungssektoren in jeweils rund 4 km Entfernung vom KFZ (bei Eggenstein und bei Friedrichstal) wiesen bei Werten zwischen 6 und 23 pCi/g Tr. keine höhere spezifische β -Aktivität (abzügl. ^{40}K) auf als die Proben von der Referenzstelle in Grötzingen.

Die spezifische Plutoniumaktivität der Kiefernadelproben von den insgesamt 6 Stellen in den Hauptwindrichtungssektoren bezüglich KFZK und WAK bewegte sich 1972 zwischen 1 pCi/kg und 14 pCi/kg Naßgewicht. Die Meßwerte der Vergleichsproben aus dem Raum Durlach erreichten 4 pCi/kg Naßgewicht.

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. Auf der folgenden Seite wird in tabellarischer Form eine Übersicht über die wichtigsten Überwachungsmaßnahmen gegeben, die aufgrund besonderer Anlässe notwendig erschienen.

Abgesehen von den Überwachungsmaßnahmen zur Erfassung der Auswirkungen der oberirdischen Zündung zweier chinesischen Atombomben zu Beginn des Jahres 1972 zeigt sich, daß besondere Überwachungsmaßnahmen fast ausschließlich durch innerbetriebliche Störfälle bei der WAK oder bei den Dekontaminationsbetrieben veranlaßt wurden.

Die zunehmenden Aktivitätseinlieferungen bei den Dekontaminationsbetrieben haben erhöhte γ -Dosiswerte in der unmittelbaren Umgebung des Gebäudekomplexes der ADB und des Abfallagers verursacht. Die Lage der mit Festkörperdosimetern bestückten Sondermeßstellen der beiden inneren Überwachungsringe mit Radien von 100 m und 250 m um den FR 2-Abflutkamin und die gemessenen Jahresdosiswerte der akkumulierten γ -Dosis zeigt Abbildung 7.

3.4.4 Nullpegelmessungen in der Umgebung des Kernkraftwerks Philippsburg

Im Auftrag der Kernkraftwerk Philippsburg GmbH werden seit August 1972 Messungen zur Bestimmung des Nullpegels der Umweltradioaktivität des Standorts Philippsburg durchgeführt. Bisher wurden insgesamt 63 Proben untersucht. Die Schwankungsbereiche der spezifischen α - und β -Aktivität der Proben sind in Tabelle 30 zusammengestellt.

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

Oberwachungszeitraum 1972	Anlaß	Oberwachungsmaßnahmen	Art und Zahl der untersuchten Proben	Meßergebnisse												
19.1.-17.2.	Oberird. Zündung einer chines. Atombombe am 7.1.72 (< 20 kt) und Meldung erhöhter Luft-radioaktivität auf der Zugspitze vom 19.1.72.	Intensivierte Überwachung der Radioaktivität des Aerosolgehalts der Luft an 3 Sammelstellen des KFZK.	36 Luftstaubproben	Höchstwert am 19.1.72: $\alpha = 0,013 \text{ pCi/m}^3$; $\beta = 0,73 \text{ pCi/m}^3$; (Monatsmittel Dez. 71: $\alpha = 0,002 \text{ pCi/m}^3$); $\beta = 0,07 \text{ pCi/m}^3$; Nach dem 24.1. waren die Auswirkungen der Atombombe nicht mehr nachweisbar.												
14.2.+17.2.	Verdacht auf Plutoniumemission der Verarbeitungsanlage der ADB über 70 m-Kamin	Gezielte Grasprobenahmen in den Immissionssektoren.	7 Grasproben	Plutoniumkonz. am 14.2.: 6 bis 22 pCi/kg Naßgew. am 17.2.: 11 bis 30 pCi/kg Naßgew. Zum Vergleich: Der Schwankungsbereich der Pu-Konzentration in Kiefernadeln lag 1972 zwischen 1 und 14 pCi/kg Naßgewicht.												
März / April	Kontamination der Kläranlage für häusliche Abwässer durch ca. 4 m ³ radioaktiven Abwassers der WAK am 9.3. Im März und April Überdurchschnittliche Aktivitätsableitungen aus den Endbecken.	Im März, Mai und September Probenahmen im Altrheingebiet unterhalb der Abwassereinleitung.	Schlamm, Plankton und verschiedene Wasserpflanzen; insgesamt 25 Proben	<table border="1"> <thead> <tr> <th></th> <th>β-Aktiv. (abz. ⁴⁰K) in pCi/g Tr.</th> <th>⁹⁰Sr in pCi/g Tr.</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>Schlamm</td> <td>20 60</td> <td>ca. 0,2</td> </tr> <tr> <td>Plankton</td> <td>139 235</td> <td>1,5</td> </tr> <tr> <td>Wasserpflanzen</td> <td>7 95</td> <td>0,02 .. 0,06</td> </tr> </tbody> </table> <p>Lediglich die Planktonwerte zeigen eine signifikante Erhöhung.</p>		β -Aktiv. (abz. ⁴⁰ K) in pCi/g Tr.	⁹⁰ Sr in pCi/g Tr.	Schlamm	20 60	ca. 0,2	Plankton	139 235	1,5	Wasserpflanzen	7 95	0,02 .. 0,06
	β -Aktiv. (abz. ⁴⁰ K) in pCi/g Tr.	⁹⁰ Sr in pCi/g Tr.														
Schlamm	20 60	ca. 0,2														
Plankton	139 235	1,5														
Wasserpflanzen	7 95	0,02 .. 0,06														
28.3.-10.4.	Oberirdische Zündung der zweiten chinesischen Atombombe (20 bis 200 kt) seit Jahresbeginn am 18.3.72.	Zur Ergänzung des Routineprogramms zusätzliche Luftstaub- und Niederschlags-sammlung bei arbeitstäglicher Probenahme.	insgesamt 13 Luftstaubproben und 5 Niederschlagsproben	<p><u>Luftstaub:</u> Höchstwert am 31.3.: β-Aktivität: $2,4 \text{ pCi/m}^3$ (Durchschn. 1.3.-23.3.: " " 0,09 pCi/m³)</p> <p><u>Niederschlag:</u> Höchstwert 4.-5.4.: β 420 pCi/m²; ¹³¹I: 22 pCi/m² (Z. Vergl. 6.-7.4.: β - ; ¹³¹I: 0,6 pCi/m²)</p>												
13.5.- 2.6.	Am 13.5. gelangten rund 10 m ³ schwachaktiven Abwassers aufgrund eines Pumpendefekts in den Dekontaminationsbetrieben in das Regenwasser-Kanalnetz und damit in den Hirschkanal.	Tägliche Probenahmen aus dem Regenwasser-Kanalssystem, aus den Sandfängen und aus dem Hirschkanal bis zu mehreren Kilometern Entfernung.	320 Wasserproben 507 Schlammproben	Insgesamt gelangten nicht mehr als 25 mCi β -Aktivität in den Hirschkanal, wobei es sich im wesentlichen um die Radionuklide ¹⁰⁶ Ru/ ¹⁰⁶ Rh, ¹³⁷ Cs und ¹³⁴ Cs handelte. Der Tagesmittelwert der Aktivitätskonzentration des Oberflächenwassers betrug am 13.5. ein Fünftel des sich aus der Summenformel der 1. SSV0 ergebenden Grenzwertes. Zu keinem Zeitpunkt wurden unzulässige Werte gemessen!												
ab Juli	Geplante Tief Lagerung tritiumhaltiger Abwässer in stillgelegten Erdölbohrungen (F+E-Programm ADB Nr. 21 705).	Monatliche Probenahmen aus den Beobachtungsbrunnen Nr. 16 und Nr. 20.	12 Grundwasserproben	Die Tritiumkonzentration lag bei allen Proben unter der Nachweisgrenze von rund 0,3 nCi/l.												
14.12.	Verdacht erhöhter Aktivitätsemission über den Abluftkamin der WAK aufgrund Eindringens radioaktiver Flüssigkeit in die Abgasleitung.	Gezielte Probenahmen im Windrichtungssektor.	5 Luftstaubproben 7 Bewuchsproben	In keiner der Proben konnte erhöhte spezifische Aktivität festgestellt werden.												
ganzjährig	Tritiumemissionen im Zusammenhang mit Brennelementwechsel-Vorgängen am FR 2	Probenahmen im jeweiligen Immissionssektor (etwa monatlich).	25 Luftfeuchteproben	Die Tritiumkonzentration der Luftfeuchte betrug nie mehr als 36 pCi/ml.												
März/April/Mai Okt./Nov./Dez.	⁸⁵ Krypton-Emissionen der WAK bei Brennelementauflösungen	Probenahmen im jeweiligen Immissionssektor an 34 Tagen, z.T. nachts.	68 Luftproben	Maximale gefundene Immissionskonzentration: 170 nCi/m ³ .												
permanent	Erhöhte γ -Dosisleistung in der unmittelbaren Umgebung des Gebäudekomplexes der Dekontaminationsbetriebe.	Ständige Unterhaltung von 45 Sondermeßstellen mit Festkörperdosimetern.	—	In wenigen Metern Abstand von den Gebäuden der ADB und vorwiegend in abgesperrten Zonen, Jahresdosiswerte zwischen 1 und 20 R. Siehe außerdem Abb. 7.												

Obersicht über die besonderen Überwachungsmaßnahmen.

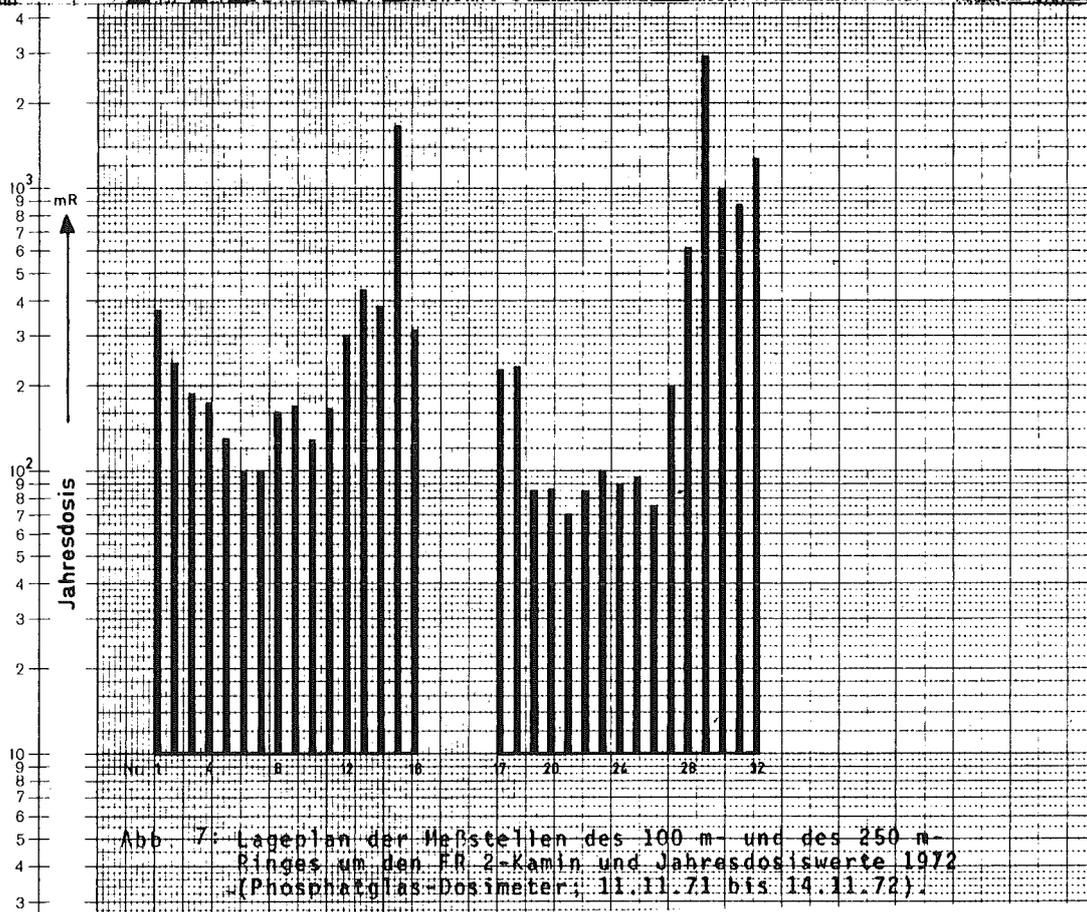
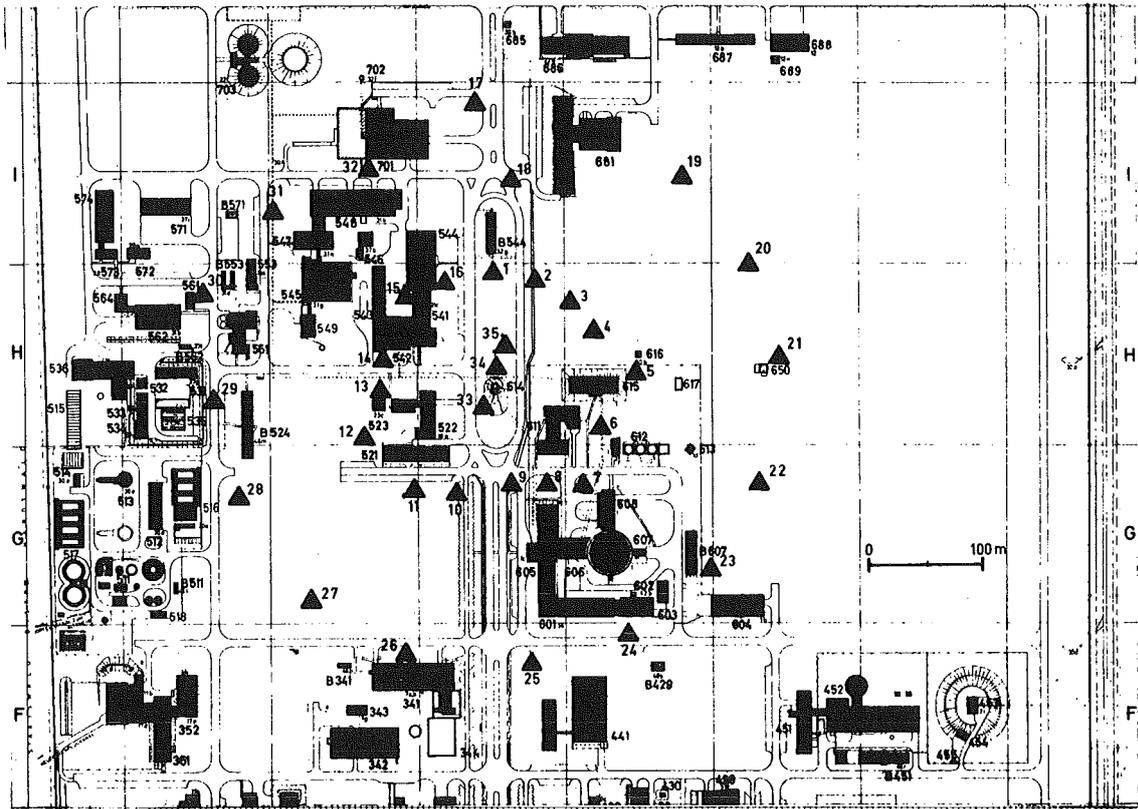


Abb. 7: Lageplan der Meßstellen des 100 m- und des 250 m-Ringes um den FR 2-Kamin und Jahresdosiswerte 1972 (Phosphatglas-Dosimeter; 11.11.71 bis 14.11.72).

Art der Proben	Zahl der Proben	Schwankungsbereiche	
		langleb. α -Aktivität	langleb. β -Aktivität
Luftstaub (wöchentlich)	20	<0,001 ... 0,003 pCi/m ³	0,02 ... 0,09 pCi/m ³
Niederschlag ⁺ (2 x monatlich)	9	<1,6 pCi/l	<1,4 ... 70 pCi/l
Oberflächenwasser ⁺ (monatlich)	12	<1,6 ... 2,3 pCi/l	<1,1 ... 6,3 pCi/l
Grund- und Trinkwasser ⁺ (1/4jährlich)	6	<1,6 ... 3,2 pCi/l	<1,1 ... 3,4 pCi/l
Schlamm (1/4jährlich)	5	8 ... 15 pCi/g Tr.	15 ... 22 pCi/g Tr.
Boden (1/4jährlich)	6	5 ... 11 pCi/g Tr.	17 ... 22 pCi/g Tr.
Bewuchs (jährlich 1 x)	5	1 ... 6,4 pCi/g Tr.	4,8 ... 12,2 pCi/g Tr.

⁺ β -Aktivität abzügl. ⁴⁰K

Tab. 30: Schwankungsbereiche der langlebigen α - und β -Aktivität in der Umgebung des Kernkraftwerks Philippsburg im Zeitraum August bis Dezember 1972

3.5 Personenüberwachung

3.5.1 Externe Dosis

B. Burghardt

Die Eigenüberwachung aller Mitarbeiter des Kernforschungszentrums Karlsruhe mit Phosphatglasdosimetern dient zur Ermittlung einer zusätzlich zur natürlichen Strahlenbelastung vorhandenen Strahlenbelastung. Sie ermöglicht sowohl die Feststellung der akkumulierten Jahresdosis für jede Einzelperson als auch die Ermittlung einer mittleren Jahresdosis für einen bestimmten Personenkreis (Abb. 8).

GFK 1972

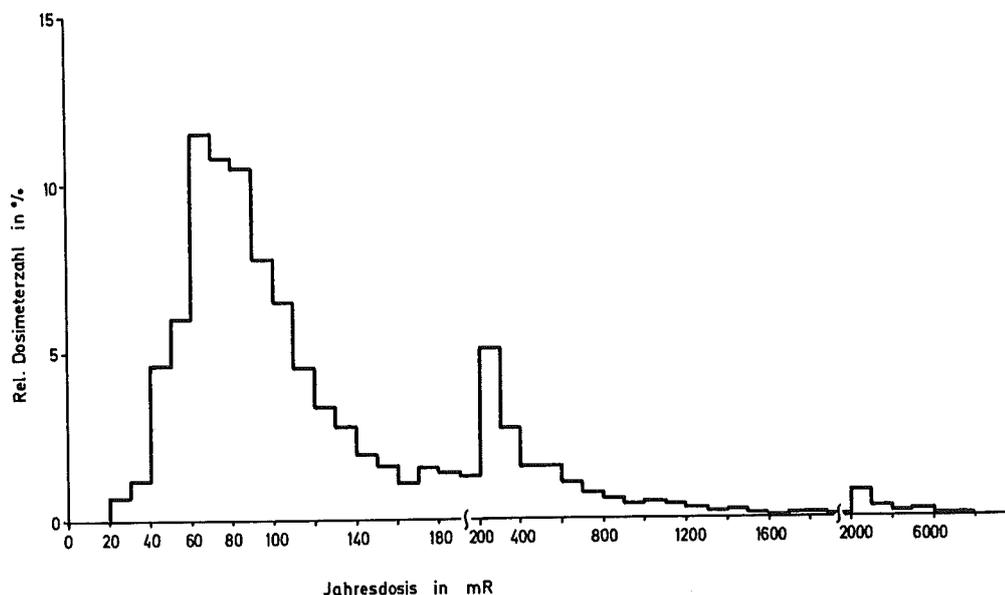


Abb. 8: Strahlenbelastung der Mitarbeiter im Jahre 1972 (Glasdosimetrie)

Im Kernforschungszentrum wurden im Jahre 1972 etwa 3 100 Personen mit Phosphatglaskugeldosimetern überwacht. Die Auswertung der Dosimeter erfolgt bei Bedarf sofort, bei einem Personenkreis von ca. 700 Personen monatlich, sonst halbjährlich. Im Berichtsjahr 1972 wurden insgesamt 15 904 Ausmessungen durchgeführt. Die gemessene mittlere Jahresdosis in den einzelnen Instituten und Abteilungen des KFZK lag zwischen 81 und 1 144 mrem.. Die für die einzelnen Bereiche gefundenen mittleren Jahresdosiswerte einschließlich der natürlichen Strahlenbelastung sind in Tabelle 31 wiedergegeben.

Anlage	Anzahl der Überwachten Personen	mittlere Jahresdosis pro Person
Beschleuniger	53	273
Biol. u. med. Institute	62	81
Chem. Institute	270	256
Dekontamination	151	1144
Physikal. Institute	516	95
Reaktorbetrieb	299	376
Strahlenschutz (Kontrollbereich)	58	501
Versorgungsbetriebe	285	190
Sonstige	1200	89

Tab. 31: Mittlere Jahresdosis 1972 einschl. natürliche Strahlenbelastung für Beschäftigte in verschiedenen Bereichen des Kernforschungszentrums Karlsruhe (Glasdosimeterergebnisse)

In den letzten 10 Jahren wurden im Kernforschungszentrum Karlsruhe über 100 000 Auswertungen von Phosphatglaskugeldosimetern durchgeführt. Die Tabelle 32 gibt eine Übersicht über die Zahl der Auswertungen und die Anzahl der mit Glasdosimetern überwachten Personen.

Jahr	Zahl der Auswertungen	Zahl der Überwachten Personen
1963	1560	91
1964	2244	137
1965	5500	415
1966	9940	726
1967	12741	3114
1968	15093	3360
1969	13100	3244
1970	14100	3054
1971	16750	3572
1972	15904	3100
1963 - 1972	106932	-

Tab. 32: Phosphatglasdosimetrie 1963-1972

In der Thermolumineszenzdosimetrie wurden 1972 insgesamt 6 411 LiF-Auswertungen durchgeführt, davon 3 851 Auswertungen für Versuche besonders im Zusammenhang mit der Entwicklung des Albedo-Dosimeters, 1 588 Auswertungen in der Routinepersonendosimetrie und 972 Auswertungen von Ortsdosimetern.

LiF-Dosimeter werden routinemäßig als Fingerdosimeter und Armbanddosimeter zur Teilkörperdosimetrie eingesetzt. Bei Arbeiten in β -Strahlungsfeldern werden LiF-Dosimeter zusätzlich zum amtlichen Filmdosimeter getragen, wenn β -Strahlenbelastungen erwartet werden.

Phosphatglasdosimeter sowie LiF-Dosimeter wurden an verschiedene auswärtige Stellen ausgegeben und von uns ausgewertet. Vergleichsmessungen mit verschiedenen Dosimetern wurden insbesondere in Mischstrahlungsfeldern innerhalb der routinemäßigen Personenüberwachung durchgeführt. Zur Ermittlung der natürlichen Strahlenbelastung und des Einflusses des Kernforschungszentrums auf die Umgebung wurden im Freien exponierte Phosphatglasdosimeter und LiF-Dosimeter ausgewertet (insgesamt 2 000 Auswertungen). Phosphatglasdosimeter werden weiterhin im Auftrag auswärtiger Stellen kurzfristig ausgewertet. Diese Dosimeter werden insbesondere bei Reparaturarbeiten in Kernkraftwerken als Personendosimeter getragen.

3.5.2 Inkorporationsmessungen

H. Fessler

Der Karlsruher Human Body Counter dient zur routinemäßigen Inkorporationsmessung von Angehörigen der Gesellschaft, 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 an 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 1971 wurden für den mittleren Cäsium-Gehalt der Vergleichsgruppe 31,2 pCi/kg gemessen (Höchstwert 304 pCi/kg im Jahre 1964) (Abb. 9).

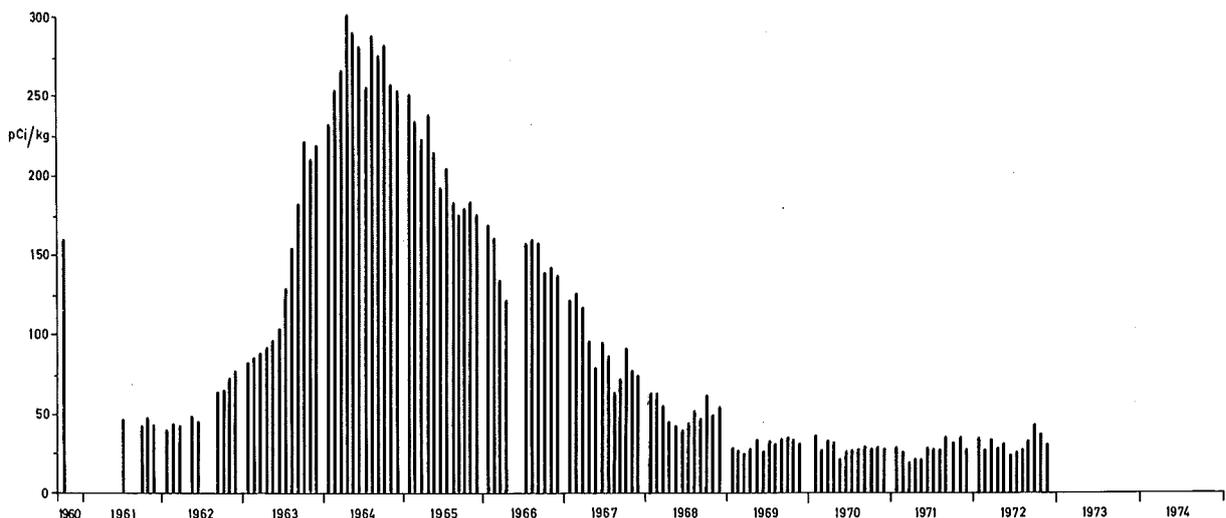


Abb. 9: ^{137}Cs im Menschen

1972 wurden im Human Body Counter insgesamt 2 845 Messungen durchgeführt. Hierbei entfielen auf Personen 2 545 und Pflanzen- und Bodenproben 300 Messungen. Hinzu kamen 18 Sondermessungen mit dem Lungenzähler. Die Tabelle 33 zeigt für die verschiedenen Personengruppen im Kernforschungszentrum die Zahl der durchgeführten Messungen sowie die Zahl und Art der gefundenen Inkorporationen. Von den insgesamt 229 Inkorporationen waren in 188 Fällen ein Nuklid, in 34 Fällen zwei Nuklide, in 5 Fällen drei und in 2 Fällen vier Nuklide beteiligt. Festgestellte Inkorporationen in Prozent der zulässigen Körperbelastung sind in Tabelle 34 wiedergegeben.

Institution	Messungen gesamt	Inkorporationen	Inkorporierte Nuklide
Reaktorbetrieb	390	33	^{56}Mn ; ^{60}Co ; ^{95}Ru ; $^{110\text{m}}\text{Ag}$; ^{124}Sb ; ^{131}J ; ^{137}Cs
Zyklotron	126	6	^{22}Na ; $^{106}\text{Ru}/^{106}\text{Rh}$; ^{131}J ; ^{137}Cs
Dekontamination	199	54	^{60}Co ; $^{95}\text{Nb}/^{95}\text{Zr}$; ^{103}Ru ; $^{106}\text{Ru}/^{106}\text{Rh}$; ^{124}Sb ; ^{131}J ; ^{137}Cs ; ^{226}Ra od. ^{222}Rn
Strahlenschutz	164	-	-
Chemische Institute	439	6	^{131}J ; ^{133}J ; ^{137}Cs
Physikalische Institute	160	8	^{41}Ar ; ^{137}Cs ; $^{203}\text{Hg}^1)$
Biol. und medizinische Institute	27	1	^{137}Cs
Sonstige Personen der GfK	172	6	$^{106}\text{Ru}/^{106}\text{Rh}$; ^{124}Sb ; ^{137}Cs
Sonstige Personen, GWK, KBG usw.	868	115	^{54}Mn ; ^{58}Co ; ^{60}Co ; $^{95}\text{Nb}/^{95}\text{Zr}$; $^{106}\text{Ru}/^{106}\text{Rh}$; ^{124}Sb ; ^{134}Cs ; ^{137}Cs ; ^{144}Ce ; $^{203}\text{Hg}^1)$; ^{235}U ; ^{239}Pu

1) bed. durch nukleartherapeutische Tests

Tab. 33: Inkorporationsmessungen im Body Counter und Lungenzähler 1972

Radionuklide	<0,01-0,1 %	0,1-1 %	1-10 %	10-100 %	> 100 %
^{137}Cs	131	1	-	-	-
$^{106}\text{Ru}/^{106}\text{Rh}$	16	51	4	-	-
^{60}Co	17	5	-	-	-
^{134}Cs	9	-	-	-	-
^{58}Co	5	-	-	-	-
^{203}Hg	2	2	1	-	-
^{124}Sb	5	-	-	-	-
^{131}J	4	-	-	-	-
$^{95}\text{Nb}/^{95}\text{Zr}$	3	1	-	-	-
^{235}U	-	-	3	-	-
^{54}Mn	3	-	-	-	-
^{22}Na	2	-	-	-	-
^{144}Ce	-	1	1	-	-
^{56}Mn	2	-	-	-	-
^{103}Ru	2	-	-	-	-
^{226}Ra	-	-	2	-	-
^{110m}Ag	-	1	-	-	-
^{133}J	-	1	-	-	-
^{239}Pu	-	-	-	1	-

Tab. 34: Inkorporierte Aktivität in Prozent der zulässigen Körperbelastung

3.6 Radiochemische Überwachungsarbeiten

H. Schüttelkopf

Die radiochemischen Aufgaben umfassen bei der Umgebungs-, Abwasser- und Abluftüberwachung die Bestimmung einiger unter besonderen Umständen meßtechnisch schwer zu erfassender Radionuklide wie ^{90}Sr , ^{137}Cs , ^{131}J , ^{129}J , ^{239}Pu und ^{40}K .

Die Überwachung der Umgebung des Kernforschungszentrums Karlsruhe erfordert die Anwendung radiochemischer Methoden zur Bestimmung von Pu in Niederschlägen, Schlamm-, Plankton- und Pflanzenproben. Die Bestimmung von ^{40}K in Oberflächenwässern, Pflanzen-, Fisch- und Schlammproben erfolgt nach chemischem Aufschluß der Probenmaterialien durch Flammenphotometrie. Zusätzlich wird seit 1972 die ^{90}Sr -Bestimmung in Pflanzen- und Schlammproben aus dem Rhein durchgeführt.

^{40}K -Bestimmungen werden auch an Oberflächenwässern und Pflanzen- und Fischproben als Beitrag zur Umgebungsüberwachung der Kernkraftwerke Niederaichbach und Gundremmingen durchgeführt. Seit September 1972 werden im Rahmen des Nullpegelmeßprogramms für das

Kernkraftwerk Philippsburg α - und β -Aktivitäten und die Aktivitäten spezieller Nuklide in Proben aus der Umgebung des im Bau befindlichen Kernkraftwerks gemessen. ^{90}Sr und ^{137}Cs werden in Pflanzen-, Boden- und Milchproben, ^{131}J in Milch und K in allen Probenmaterialien bestimmt.

Der erhöhte Anfall an aktiven Abwässern aus der WAK hatte ein starkes Anwachsen der Anzahl der Abwasserproben zur Folge, in denen ^{90}Sr bestimmt werden mußte. Die ^{129}J -Aktivität wurde in einer Reihe von Abwässern und Oberflächenwässern gemessen. Die Konzentrationen lagen unter 1 % der MZK-Werte.

In der Rauchgasüberwachung der Veraschungsanlage der ADB fielen aktive Kondensate als Folge der Kühlung der Rauchgase an. Um den Anteil der Rauchgasaktivität, welcher in diesen Kondensaten zurückgehalten wurde, zu bestimmen, wurden α - und β -Aktivitätsmessungen und Aktivitätsbestimmungen von Einzelnucliden (^{210}Po , ^{239}Pu , ^{238}Pu , $^{106}\text{Ru}/^{106}\text{Rh}$, $^{110\text{m}}\text{Ag}$, ^{125}Sb , ^{137}Cs , ^{134}Cs und ^{60}Co) durch chemische Analysen und α - bzw. γ -Spektrometrie in 16 Proben durchgeführt. Die Ergebnisse führten zu einer Verbesserung der Rauchgasüberwachung durch Beseitigung der Kondensatbildung.

Außer diesen Arbeiten wurden ^{63}Ni -Analysen von Wischtestpapieren und, nach der Zündung einer chinesischen Kernwaffe, ^{131}J -Bestimmungen im Niederschlag durchgeführt; außerdem wurden Ag^+ -, NO_3^- - und K^+ -Bestimmungen, ^{129}J -Messungen in Katalysatorproben und einige Messungen der spezifischen Oberflächen von Jodadsorbentien durchgeführt. Für Forschungsarbeiten auf dem Gebiet der Dosimetrie schneller Neutronen wurden elektrolytisch Np-Targets auf Gold und Stahl hergestellt.

Insgesamt wurden 1972 folgende radiochemische Analysen durchgeführt: 161 ^{239}Pu -Analysen, 119 ^{90}Sr -Analysen, 314 ^{40}K -Bestimmungen, 36 ^{131}J -Analysen, 16 ^{210}Po -Analysen, 10 ^{137}Cs -Analysen, 3 ^{63}Ni -Analysen und 170 ^{129}J -Bestimmungen durch Neutronenaktivierung.

In Zusammenarbeit mit anderen Gruppen der Abteilung wurde ein Verfahren zur ^{129}J -Bestimmung in Wasser und Katalysatorproben entwickelt. Aus der Literatur entnommene Verfahren zur Bestimmung von ^{131}J in Milch, ^{210}Po in Wasser, ^{90}Sr in verschiedenen Probematerialien und ^{63}Ni auf Wischproben wurden geprüft. Um die Meßzeiten für die ^{239}Pu -Präparate zu verkürzen, wurden Versuche zur Analyse bis zu 100 g Probematerial (bisher 2 g) durchgeführt.

4. Strahlenschutzmeßmethoden

4.1 Dosisleistungsmessungen

4.1.1 Dosismessungen in einem Menschphantom zur Ermittlung der Personenbelastung durch Herzschrittmacher

B. Burgkhardt

Die Verwendung von ^{238}Pu -Quellen als Energieerzeuger in Herzschrittmachern macht es erforderlich, die durch Neutronen und γ -Strahlung verursachte Personenbelastung abzuschätzen. Zu diesem Zweck wurden an einem Alderson-Menschphantom Bestrahlungen mit einer 1 mg ^{252}Cf -Quelle durchgeführt, um die Dosisverteilung im Körper in Abhängigkeit vom Abstand zur Quelle zu ermitteln. Sowohl ^{252}Cf als auch gereinigtes ^{238}Pu emittieren Spaltneutronen. Der Quellfluß der ^{252}Cf -Vergleichsquelle ist jedoch um mehr als einen Faktor 10^6 höher im Vergleich zum Quellfluß einer ^{238}Pu -Kapsel für Herzschrittmacher.

Die Messungen der Neutronenflußdichte schneller Neutronen im Energiebereich $> 0,75$ MeV erfolgte mit einer Detektorkombination ^{237}Np + Makrofol, die Messung thermischer Neutronen mit ^{197}Au -Aktivierungsdetektoren sowie TLD 600-Dosimeter und die Messung der γ -Dosis mit TLD 700-Dosimeter. Die gemessene Tiefendosisverteilungen in den Abbildungen 10 und 11 zeigen vor allem im Gonadenbereich einen erhöhten Dosisanteil, der durch von außen eingestreute Neutronen verursacht wird.

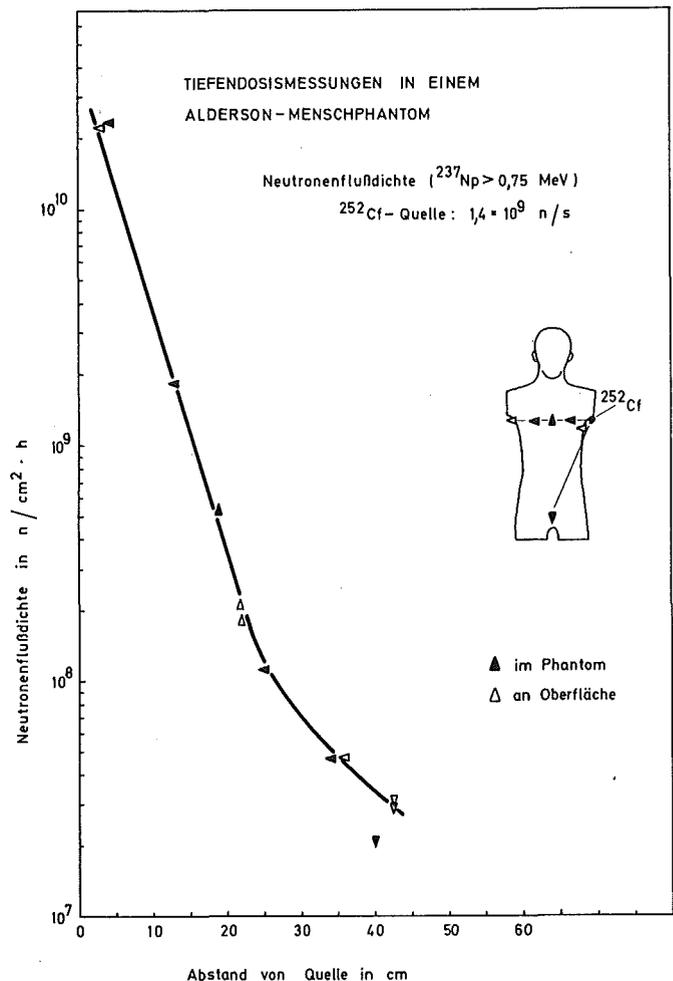
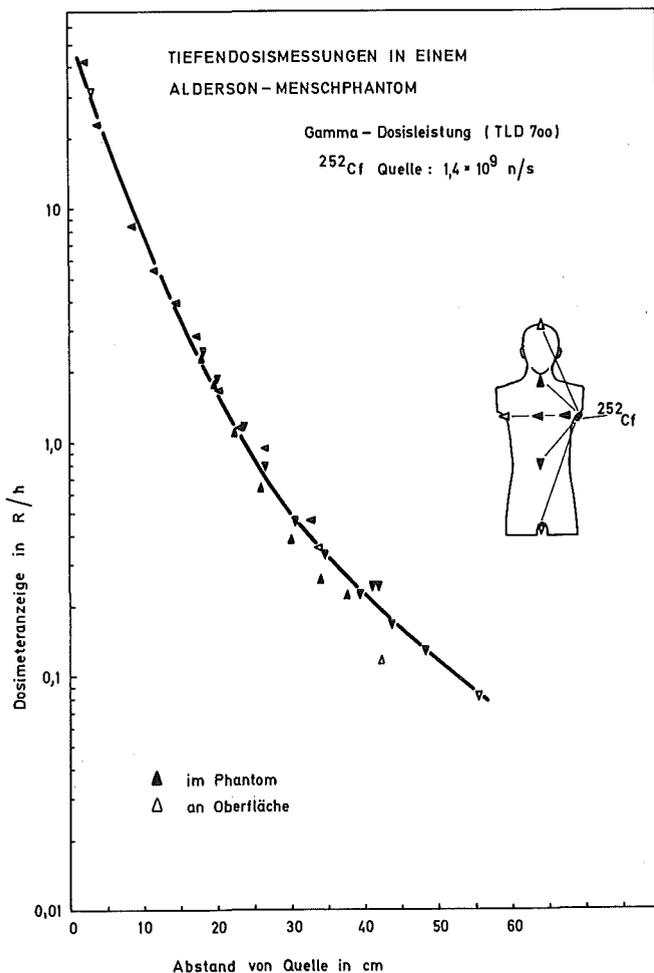


Abb. 10: Tiefendosismessung in einem Phantom

Abb. 11: Tiefendosismessung in einem Phantom

4.1.2 Dosisleistungsmessungen an ^{238}Pu -Quellen für Herzschrittmacher

B. Burghardt

In Zusammenarbeit mit dem Projekt Actiniden (PACT) wurde die γ -Dosisleistung von 9 doppelwandig umhüllten ^{238}Pu -Quellen (HSM-Kapseln) gemessen. Diese Kapseln sind zum Einbau als Energieversorger in Herzschrittmachern vorgesehen.

Die γ -Dosisleistung der Kapseln Nr. 19 und 22 wurde hierbei mit LiF-Dosimetern über eine Langzeitakkumulierung in einem Abstand von 10 cm von der Quelle ermittelt. Die Bestrahlung erfolgte rückstreuungsfrei bei einem allseitigen Wandabstand von mindestens 180 cm. Die Dosisleistung der restlichen Kapseln wurden danach mit einem GM-Zählrohr durch einen Vergleich der Zählraten bestimmt. Die γ -Dosisleistung in 50 cm Abstand von der Quelle ergab sich durch Umrechnung unter Zugrundelegung eines quadratischen Abstandsgesetzes.

Die Neutronen-Äquivalentdosisleistung wurde aus den vorgegebenen Neutronenquellstärken für einen Quellenabstand von 50 cm errechnet. Hierzu wurde ein Fluenz-Äquivalentdosis-Konversionsfaktor von $2,85 \cdot 10^7 \text{ n/cm}^2 \text{ rem}$ für eine Neutronenenergie von 2,5 MeV benutzt (ICRP 1964). Für die Dosisleistungen in 50 cm Abstand von der Quelle ergeben sich Werte von etwa 1,9 $\mu\text{rem/h}$ (γ -Strahlung) und 8 $\mu\text{rem/h}$ (Neutronen).

4.1.3 Untersuchungen zum Nachweis von Neutronen mit einem Großflächenproportionalzähler

H. Michel

Kontaminationsmonitoren verwenden zum Nachweis von α - und β -Strahlung im Gasdurchfluß betriebene Großflächenproportionalzähler. Diese Zählrohre können auch schnelle Neutronen über die im Zählgas und in der Detektorwand erzeugten Rückstoßkerne nachweisen. Es wurden entsprechende Untersuchungen zur Bestimmung der Zählrohrcharakteristik durchgeführt.

Im Gegensatz zur α -Strahlung ergibt sich bei Neutronenstrahlung kein Plateau. Der Anstieg der Zählrohrcharakteristik beträgt im Arbeitspunkt ca. 30 % pro 100 Volt. Abdecken des Fensterzählrohres mit einer Polyäthylenfolie erhöht die Ansprechwahrscheinlichkeit um bis zu 100 %. Die Nachweiswahrscheinlichkeit des Monitors beträgt für Am-Be-Neutronen etwa $7 \cdot 10^{-4}$ Impulse pro Neutron, bei einer 4π -Geometrie mit zwei Zählern sind damit noch Neutronenquellstärken von 100 Neutronen/s nachweisbar. Ein Großflächenproportionalzähler kann demnach auch zum Nachweis von Neutronen oder zur Ermittlung geringer Neutronenquellflüsse eingesetzt werden.

4.1.4 Messung der Dosisleistung über die Aufladezeit eines elektrostatischen Relais

J. Pawelzik

Ein Dosisleistungsmeßgerät mit elektrostatischem Relais kann vorteilhaft zur Registrierung des natürlichen Strahlenpegels eingesetzt werden. Die Aufladungszeit (Zeit zwischen zwei Schaltimpulsen) kann zur Dosisleistungsmessung benützt werden. Die Genauigkeit der Dosisleistungsmessung wird von statistischen Schwankungen beeinflusst. Zur Abschätzung dieser Fehlangeige wurden drei Meßreihen mit Dosisleistungen von 13 $\mu\text{R/h}$ (Nullpegel), 50 $\mu\text{R/h}$ und 200 $\mu\text{R/h}$ durchgeführt. Da im Bereich geringer Dosisleistungen mit starken zeitlichen Schwankungen des Strahlungspegels zu rechnen ist, wurde neben dem digitalen Dosisleistungsmeßgerät ein NaJ(Tl)-Szintillationszähler als Vergleichsdetektor eingesetzt. Die Schaltimpulse des elektrostatischen Relais wurden zur Steuerung eines Zähler-Timers benutzt, der die Impulse des Szintillationszählers während einer Schaltperiode

aufsummierte und gleichzeitig die Schaltperiode anzeigte. Es wurden solche Schaltperioden innerhalb einer langzeitigen Meßreihe herausgesucht, die bei einem konstanten Strahlenpegel gemessen wurden. Abbildung 12 zeigt einen Vergleich der aufgrund einer solchen Auswahlvorschrift ermittelten Verteilungsfunktion der relativen Aufladungszeiten mit einer Verteilungsfunktion ohne Anwendung dieser Auswahlvorschrift. In Abbildung 13 ist ein Vergleich der Verteilungsfunktionen für die drei Strahlenpegel ohne Anwendung von Auswahlvorschriften dargestellt.

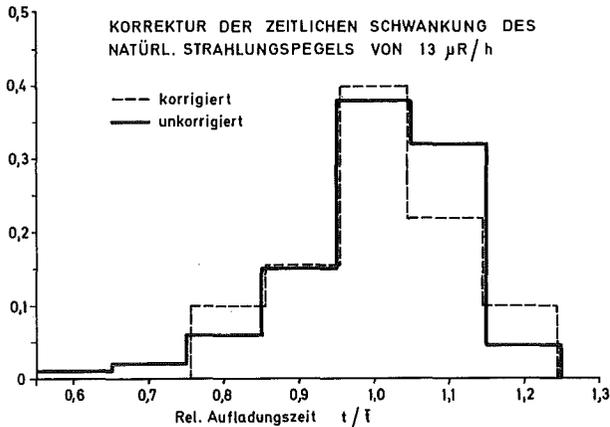


Abb. 12: Verteilungsfunktion des natürlichen Strahlenpegels

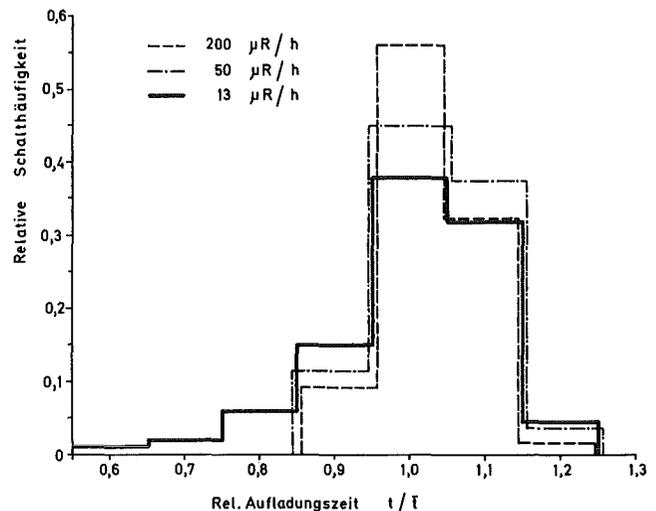


Abb. 13: Verteilungsfunktion für drei verschiedene Strahlenpegel

4.1.5 Gammadiskriminierung von BF_3 -Neutronen-Zählrohren

A. Schmitt

Bei der Verarbeitung von radioaktiven Abwässern durch Binden in Bitumen gelangen die flüssigen Konzentrate durch einen Lagerbehälter von etwa 1 m^3 Volumen. Es ist wünschenswert, mit einer kontinuierlich arbeitenden Neutronenmeßanlage zu kontrollieren, ob sich im Laufe der Zeit am Behälterboden Plutonium ablagert. Erschwert wurde das Meßproblem dadurch, daß unter dem Behälterboden nur wenig Platz zum Anbringen von Detektoren vorhanden ist und normalerweise ein Gammapegel von 5 bis 10 R/h herrscht.

Als Detektoren wurden BF_3 -Zählrohre in Paraffinmoderatoren gewählt. Die üblichen kleineren BF_3 -Zählrohre mit 25 mm Durchmesser und 250 bis 350 mm Länge besitzen zwar eine gute Gammadiskriminierung bis etwa 80 R/h , für die Neutronenflußmessung bei dem vorliegenden Problem ist aber ihre Empfindlichkeit von einigen Impulsen/Neutron $\cdot \text{cm}^2$ zu gering. Interessanter erschien die Verwendung der großen BF_3 -Zählrohre, 20th Century, Type 107 EB70/50G oder 40 EB70/50G. Diese haben eine an ^{10}B angereicherte Füllung, einen Durchmesser von 50 mm und eine aktive Länge von 1070 mm bzw. 400 mm. Ihre Empfindlichkeit liegt mit 196 Impulsen/Neutron $\cdot \text{cm}^2$ bzw. 73 Impulsen/Neutron $\cdot \text{cm}^2$ relativ hoch. Ihr Verhalten bei hohen Gammapegeln war jedoch nicht bekannt und wurde daher am Hochdosiszustand untersucht.

Die Gammadiskriminierung von BF_3 -Zählrohren hängt stark von der Impulsform, der Eingangsschwelle und der Arbeitsspannung ab. Zum Auffinden der optimalen Einstellungen wurden die Versuche mit einem rauscharmen ladungsempfindlichen Vorverstärker begonnen. Bestrahlt

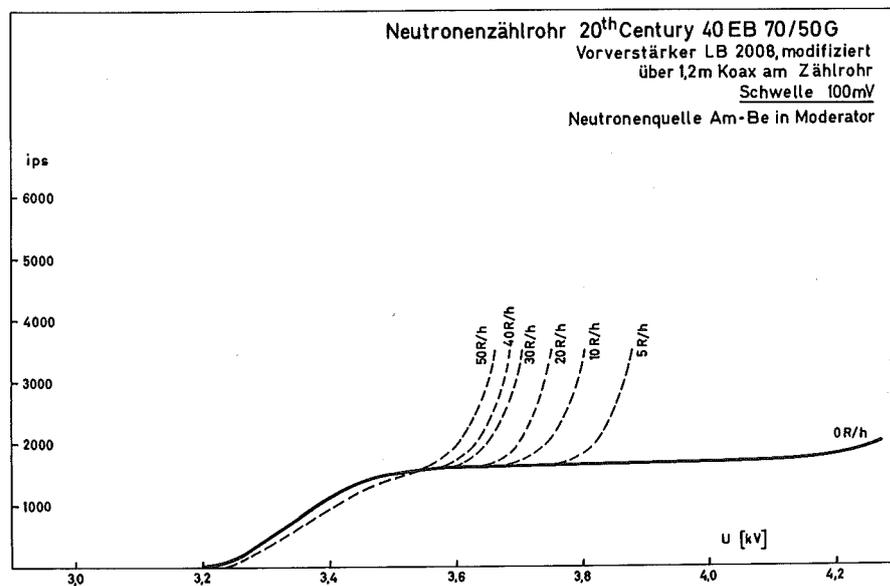
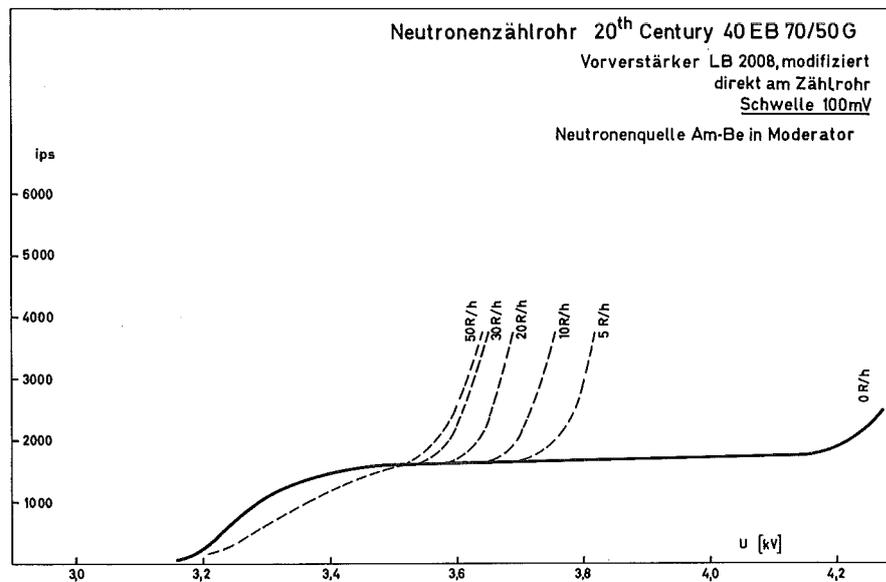
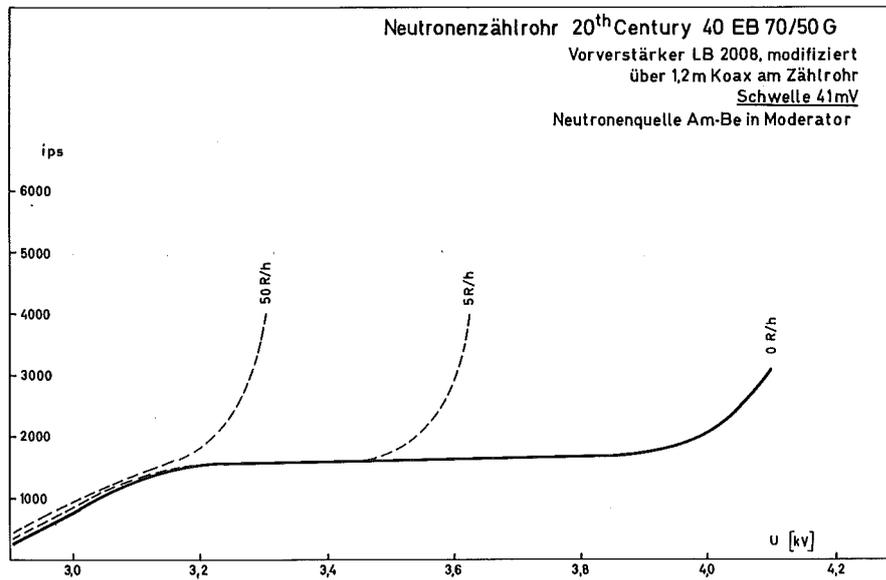


Abb. 14; Plateau-Kurven eines BF_3 -Zählrohres in Abhängigkeit von der γ -Dosisleistung

wurde mit einer moderierten Am-Be-Quelle am Gamma-Hochdosisstand. Die ungeformten Zählrohrimpulse besitzen eine Abfallzeit von rd. 250 μ s. Der Gamma-Untergrund erscheint bei diesen großen Zählrohren und Dosisleistungen von einigen R/h nicht als eine Folge von kleinen Impulsen, sondern als starkes Rauschen. Die günstigste Impulsformung ergab sich mit der I. und II. Differentiationszeitkonstanten zu 0,15 μ s und einer Integration mit 0,3 μ s. Die Impulse waren dann an der Basis rd. 1 μ s breit.

Die gezeigten Plateaukurven (Abb. 14), die von dem Zählrohr Type 40 EB70/50G mit einem modifizierten ladungsempfindlichen Vorverstärker LB 2008 aufgenommen wurden, lassen erkennen, daß dieses Zählrohr, bei günstiger Wahl des Arbeitspunktes, bis zu einem γ -Untergrund von 50 R/h brauchbar ist. Die Einstellung der Schwelle auf 40 mV ist schon etwas zu tief, ist die Schwelle über 100 mV, so braucht man eine zu hohe Betriebsspannung. Bei einer Schwelle von 100 mV wird man den Arbeitspunkt zweckmäßigerweise auf etwa 3,5 kV einstellen. Dann hat auch ein relativ langes Kabel zwischen Zählrohr und Vorverstärker noch kaum einen Einfluß.

Das Zählrohr Type 107 EB70/50G ist höchstens bis 10 R/h brauchbar, wobei die Einstellung des Arbeitspunktes schon kritisch ist.

4.2 Dosimetrie

4.2.1 Dosisbereich von LiF-Dosimetern im gemischten Strahlungsfeld

B. Burgkhardt, E. Piesch

Der Einsatz von LiF-Dosimetern in der Albedo-Dosimetrie erfordert eine Trennung der Meßwertanteile von Neutronen und γ -Strahlung. Zwei Möglichkeiten zur Trennung des γ -Anteiles wurden untersucht [4].

Eine Analyse der Glow-Kurve von LiF-Dosimetern zeigt das Vorhandensein von zwei verschiedenen Glow-Peaks im Temperaturbereich von 210^o C (Peak 1) und 270^o C (Peak 2). γ -Strahlung liefert bevorzugt in Peak 1, Neutronenstrahlung hingegen in beiden Peaks eine Meßwertanzeige.

Der γ -Anteil läßt sich danach aus dem Glowpeak-Verhältnis bestimmen, das entweder direkt aus den Glow-Kurven-Höhen einer einzigen Auswertung auf eine Temperatur von 330^o C oder aus den Glow-Kurven-Flächen von zwei aufeinanderfolgenden Auswertungen auf zunächst 240^o und anschließend 330^o C ermittelt werden kann.

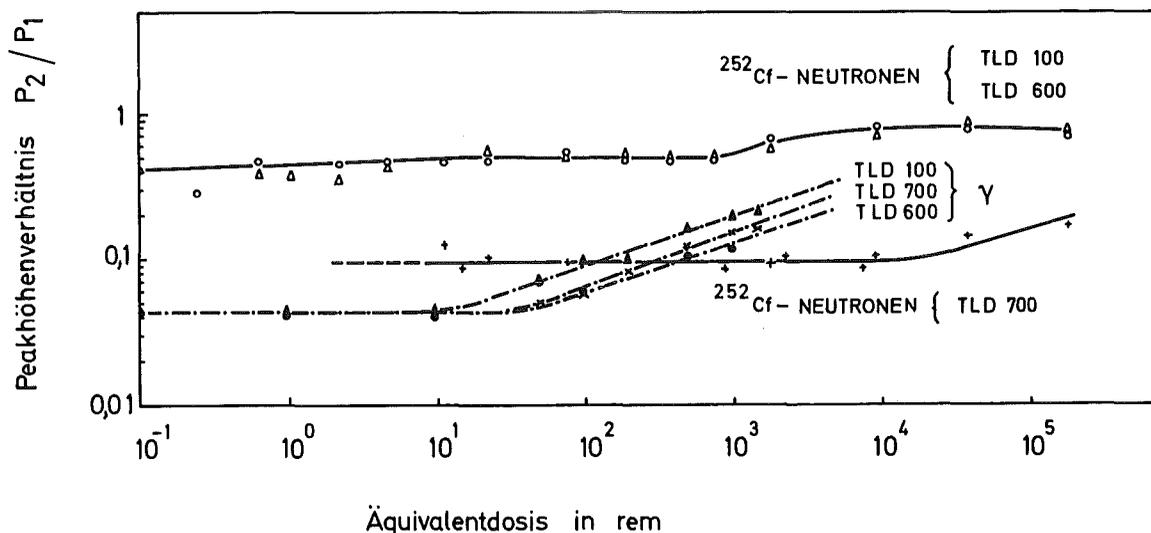


Abb. 15: Dosisabhängigkeit des Meßwertanteils im Glow-Peak 1 und 2 von LiF-Dosimetern bei γ - und ²⁵²Cf-Neutronenbestrahlung mit einem Albedo-Dosimeter

Untersuchungen des Peakhöhenverhältnisses (s. Abb. 15) zeigen für Neutronenbestrahlung eine gleichmäßige Besetzung von Glow-Peak 2 über den gesamten interessierenden Dosisbereich. Für die neutronenempfindlichen Dosimeter TLD 600 und TLD 700 beträgt das Peakhöhenverhältnis 40-50 % bezogen auf die Peakhöhe des ersten Glowpeaks. Der entsprechende Wert für γ -Strahlung beträgt unterhalb einer Dosis von 10 rem 4,5 % für alle Dosimeterarten. Oberhalb 10 rem erfolgt eine zusätzliche Besetzung der Haftstellen in Peak 2, die auch für das nichtlineare Verhalten von LiF verantwortlich ist. Eine Trennung des γ -Dosisanteiles und des Neutronendosisanteiles ist demnach über das Glow-Peak-Verhältnis nur für γ -Dosen von 100 mrem bis 10 rem möglich.

Die zweite Möglichkeit einer Trennung der beiden Dosisanteile ist die Meßwertdifferenzbildung eines Dosimeterpaares (TLD 600 und TLD 700) mit unterschiedlicher Neutronenempfindlichkeit bei annähernd gleicher γ -Empfindlichkeit. Die Meßwertdifferenzbildung ist für beide Auswertetemperaturen (240°C , 330°C) möglich. Abbildung 16 gibt die Dosimeteranzeige in Abhängigkeit von der Äquivalentdosis für eine ^{137}Cs - γ -Strahlung und für eine ^{252}Cf -Neutronenstrahlung nach Auswertung auf 240°C wieder. TLD 600 und TLD 700 zeigen gegenüber γ -Strahlung ein ähnliches nichtlineares Verhalten.

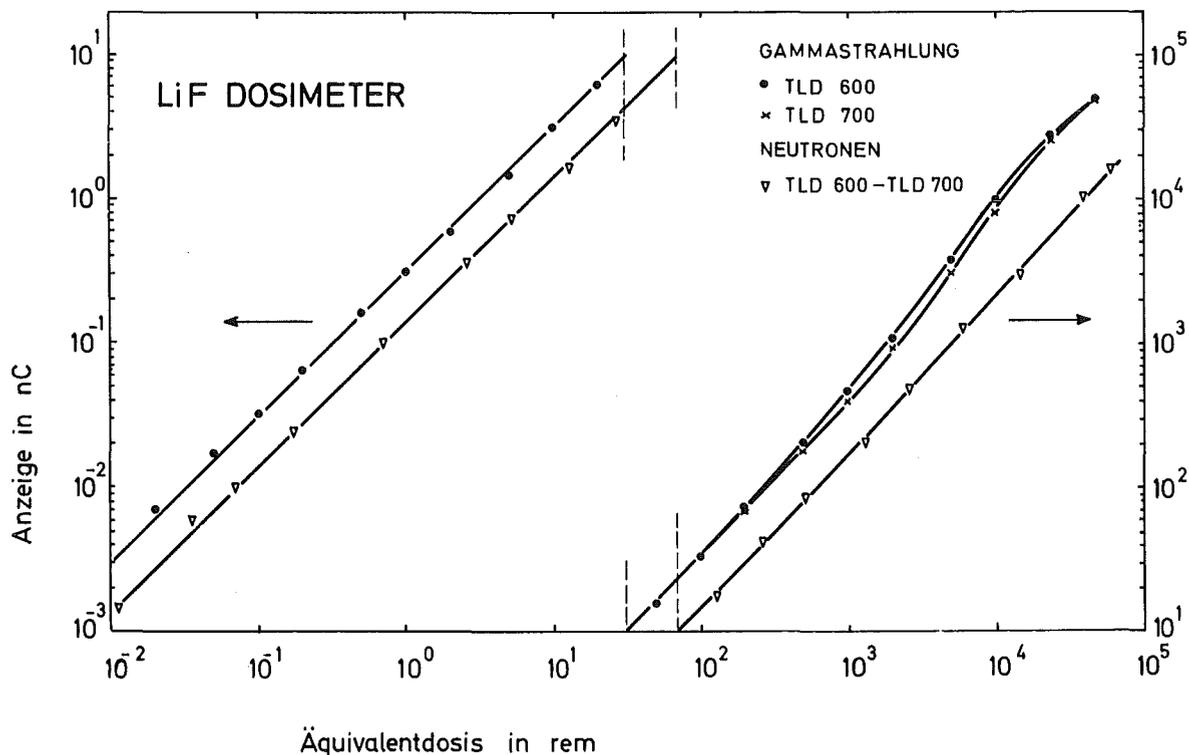


Abb. 16: Dosimeteranzeige in Abhängigkeit von der Äquivalentdosis für ^{137}Cs - γ - und ^{252}Cf -Neutronenstrahlung

Demgegenüber ist die Meßwertdifferenz von TLD 600 und TLD 700 für Neutronen im Dosisbereich 20 mrem bis 1 000 rem annähernd linear, ein gleichzeitig auftretender γ -Dosisanteil kann bis oberhalb 1 000 rem getrennt bestimmt werden.

4.2.2 Entwicklung eines LiF-Albedo-Dosimeters zur Dosimetrie schneller Neutronen

B. Burghardt, E. Piesch

- Meßmethoden

Bei einem LiF-Albedo-Dosimeter werden die im Körper des Dosimeterträgers moderierten

und rückgestreuten thermischen Neutronen über die ${}^6\text{Li}(n,\alpha)$ -Reaktion nachgewiesen. Der Meßwertanteil der Neutronen wird hierbei bei Verwendung eines Dosimeterpaares aus der Meßwertdifferenz eines TLD 600-Dosimeters (Neutronen plus γ -Dosisanzeige) und eines TLD 700-Dosimeters (γ -Dosisanzeige) erhalten (Abb. 17).

Albedo-Dosimeter wurden bisher bevorzugt zum Nachweis mittelschneller und thermischer Neutronen eingesetzt, zumal für schnelle Neutronen nur eine Empfindlichkeit von 1-5 % erhalten wurde (Harvey, Hankins, Alsmiller). Eigene Untersuchungen, die in Zusammenarbeit mit dem Europäischen Institut für Transurane durchgeführt wurden, ergaben für schnelle Neutronen eine Nachweisempfindlichkeit, die etwa 50 % der γ -Empfindlichkeit entspricht. Die Ergebnisse weiterer umfangreicher Phantombestrahlungen mit ${}^{252}\text{Cf}$ -, ${}^{238}\text{Pu}$ -Be- und 14 MeV-Neutronen zeigten, daß die eigentlichen Vorteile der Albedo-Dosimetrie in einem bevorzugten Nachweis schneller Neutronen von einigen 100 keV bis 14 MeV zu sehen sind. Eine praktisch energie- und richtungsunabhängige Dosimeteranzeige erzielt man hierbei insbesondere durch folgende meßtechnische Maßnahmen: Absorption der einfallenden thermischen Neutronen durch Verwendung einer Borkapselung; Korrektur der aus der Umgebung einfallenden gestreuten Neutronen durch eine getrennte Messung der einfallenden sowie der vom Körper rückgestreuten thermischen Neutronen mit je einem Dosimeterpaar außerhalb bzw. innerhalb der Borkapsel; Reduzierung des Körpereinflusses durch Tragen eines Dosimetergürtels mit je einem Dosimeter an der Vorderseite und Rückseite des Körpers (Albedo-Dosimetersystem).

- Dosismessung an einer ${}^{252}\text{Cf}$ -Quelle bei geringem Rückstreuanteil

Bestrahlungen mit einer 1 mg ${}^{252}\text{Cf}$ -Quelle erfolgten Freiluft sowie hinter 5 cm dicken Abschirmungen aus PVC, Beton, Aluminium und Eisen (Neutronenspektren siehe Abschnitt 4.2.7.3) an einem Menschphantom in 1,4 m Höhe über Boden bei einer Entfernung zur Quelle von 5, 3, 2, 1 und 0,5 m. Die Äquivalentdosis wurde an den entsprechenden Positionen mit einem Rem-Counter bestimmt.

Die Ergebnisse dieser Meßreihen zeigt Abbildung 18. Der Einfluß des Neutronenspektrums sowie der unterschiedlichen Strahleneinfallrichtung führt beim Meßwert D_1 des Albedo-Dosimetersystems zu einer Abweichung, die innerhalb $\pm 30\%$ liegt [37].

- Dosismessungen bei hohem Rückstreuanteil

Der Einfluß gestreuter Neutronen aus der Umgebung (Wand, Boden) führt jedoch insbesondere bei Messungen in kleinen Räumen bis zu dem 5fachen der unter rückstrefreien Verhältnissen ermittelten Dosimeterempfindlichkeit (Abb. 19). Zur Korrektur dieses Einflusses mußte daher das Dosimeter um einen zweiten Detektor erweitert werden (Dosimeteranzeige D_2). Meßreihen, die mit ${}^{252}\text{Cf}$ -, ${}^{238}\text{Pu}$ -Be-, 14 MeV- und thermischen Neutronen bei Vorhandensein eines hohen Rückstreuanteiles durchgeführt wurden, ergaben einen funktionellen Zusammenhang zwischen der Dosimeteranzeige D_1 und dem Verhältnis der Dosimeteranzeige D_2/D_1 (s. Abb. 20). Aufgrund dieses experimentellen Ergebnisses konnte ein Korrekturfaktor $k = k \left(\frac{D_2}{D_1} \right)$ ermittelt werden, der im folgenden mit Ausnahme von 14 MeV-Neutronen allgemein für alle Bestrahlungsfälle mit schnellen Neutronen ohne Berücksichtigung der Änderung des Neutronenspektrums durch Rückstreuung auf die Dosimeteranzeige D_1 angewandt wurde: $D = k \cdot D_1$.

Die Abbildungen 21 und 22 zeigen zusammenfassend die Meßergebnisse des Albedo-Dosimetersystems (Dosimeterempfindlichkeit D_1), die unter Zugrundelegung eines Kalibrierfaktors von 0,54 R/rem für die verschiedenen Neutronenspektren, Bestrahlungsverhältnisse und Strahleneinfallrichtungen erhalten wurden. Zum Vergleich wurde in den Abbildungen die maximale Abweichung der Dosimeteranzeige aufgenommen, die sich vor und

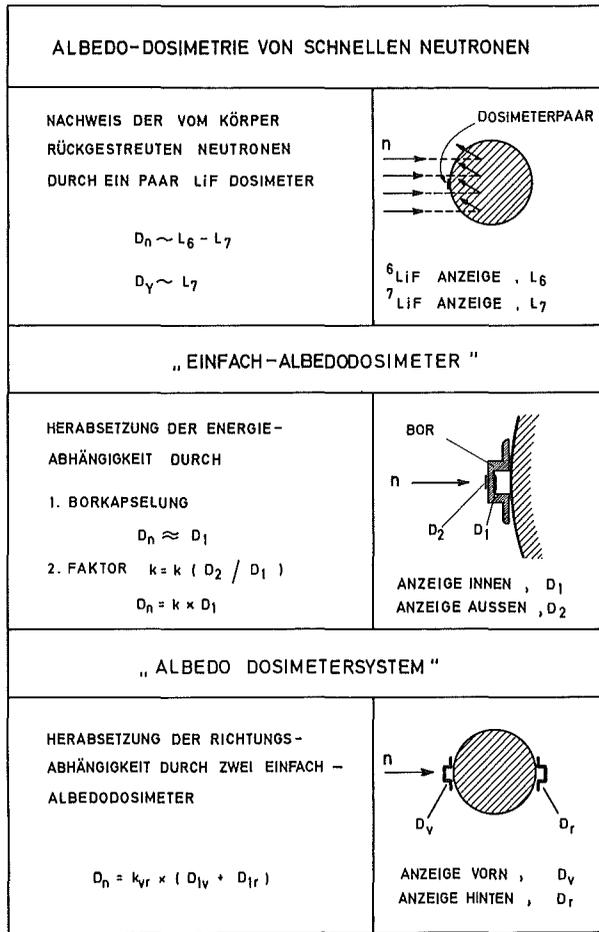


Abb. 17: Albedo-Dosimetrie

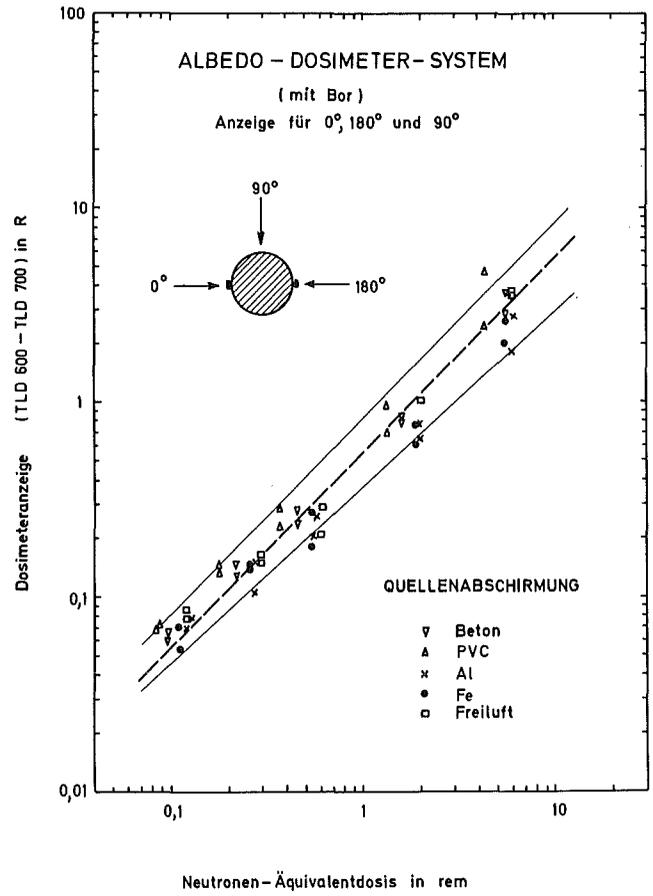


Abb. 18: Albedo-Dosimetersystem
Einfluß der Quellen-Abschirmung

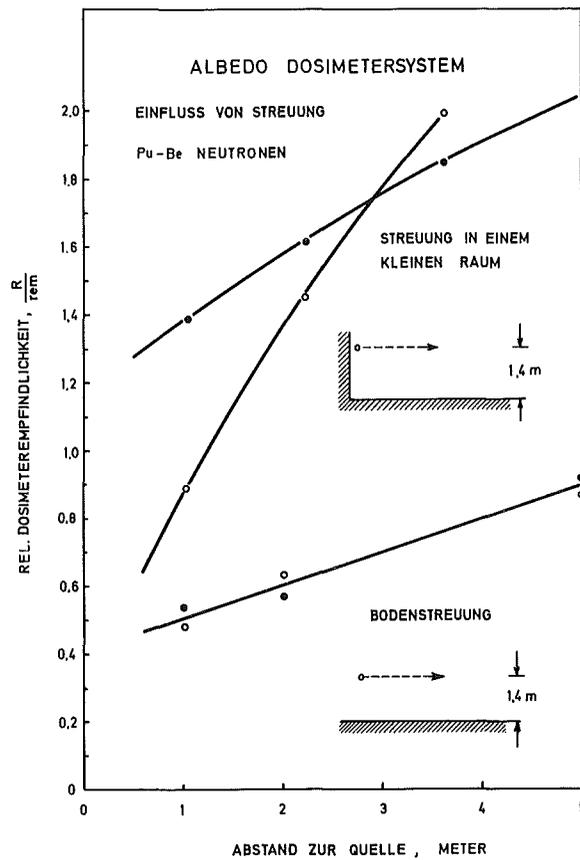


Abb. 19: Albedo-Dosimetersystem, Streueinfluß

nach Korrektur der gestreuten Neutronen aus den zuvor wiedergegebenen Meßergebnissen ergab. Der Einfluß von gestreuten Neutronen aus der Umgebung auf die Empfindlichkeit des Albedo-Dosimeters ist in Tabelle 35 für die verschiedenen Neutronenenergien wiedergegeben.

Neutronenquelle	Empfindlichkeit D_1 R/rem	Verhältnis D_2/D_1
n_{th}	4,5	22
^{252}Cf hoher Streuanteil	2,2	3,74
Luft	0,4	0,84
$^{238}\text{Pu-Be}$ hoher Streuanteil	1,0	2,45
Luft	0,29	0,38
14 MeV hoher Streuanteil	0,41	3,6
Luft	0,17	1,0

Tab. 35: Einfluß gestreuter Neutronen auf die Empfindlichkeit des Albedo-Dosimeter-Systems

- Anwendung

Ein Albedo-Dosimeter ermöglicht demnach die Messung der Äquivalentdosis schneller Neutronen im Energiebereich oberhalb von einigen 100 keV bis 14 MeV (siehe Abb. 23). Ohne Berücksichtigung des Korrekturfaktors wird durch die Energieabhängigkeit des Detektors eine Empfindlichkeit von 0,17 R/rem für 14 MeV Neutronen und 2,2 R/rem für ^{252}Cf -Neutronen mit einem hohen Rückstreuanteil erhalten. Unter Anwendung eines Korrekturfaktors, der mit Hilfe des Meßwertverhältnisses D_2/D_1 gewonnen wird, erhält man für die mittlere Dosimeteranzeige D_1 von 0,54 R/rem eine maximale Abweichung von $\pm 30\%$, die auf Einflüsse der Streustrahlung, des Neutronenspektrums und einer unterschiedlichen Einfallrichtung zurückzuführen ist. Damit eignet sich das Albedo-Dosimeter bevorzugt für Personenüberwachungen an ^{252}Cf -Neutronenquellen, (α, n)-Neutronenquellen und 14 MeV-Neutronenquellen [36].

Für eine Personenüberwachung an Reaktoren müssen wegen des zum Teil hohen Dosisanteiles mittelschneller und thermischer Neutronen weiterhin ortsabhängige Korrekturfaktoren berücksichtigt werden (Korrektur bis zu einem Faktor 4). Verglichen mit Kernspurdetektoren bieten Albedo-Dosimeter den Vorteil eines großen Meßbereiches (20 mrem bis über 1 000 rem), einer hohen Meßgenauigkeit ($\pm 3\%$), keiner Energieschwelle (Nachweis > 100 keV), einer einfachen Auswertung, der gleichzeitigen Auswertung einer γ -Dosis und schließlich einer von der Körperorientierung unabhängigen Dosisanzeige.

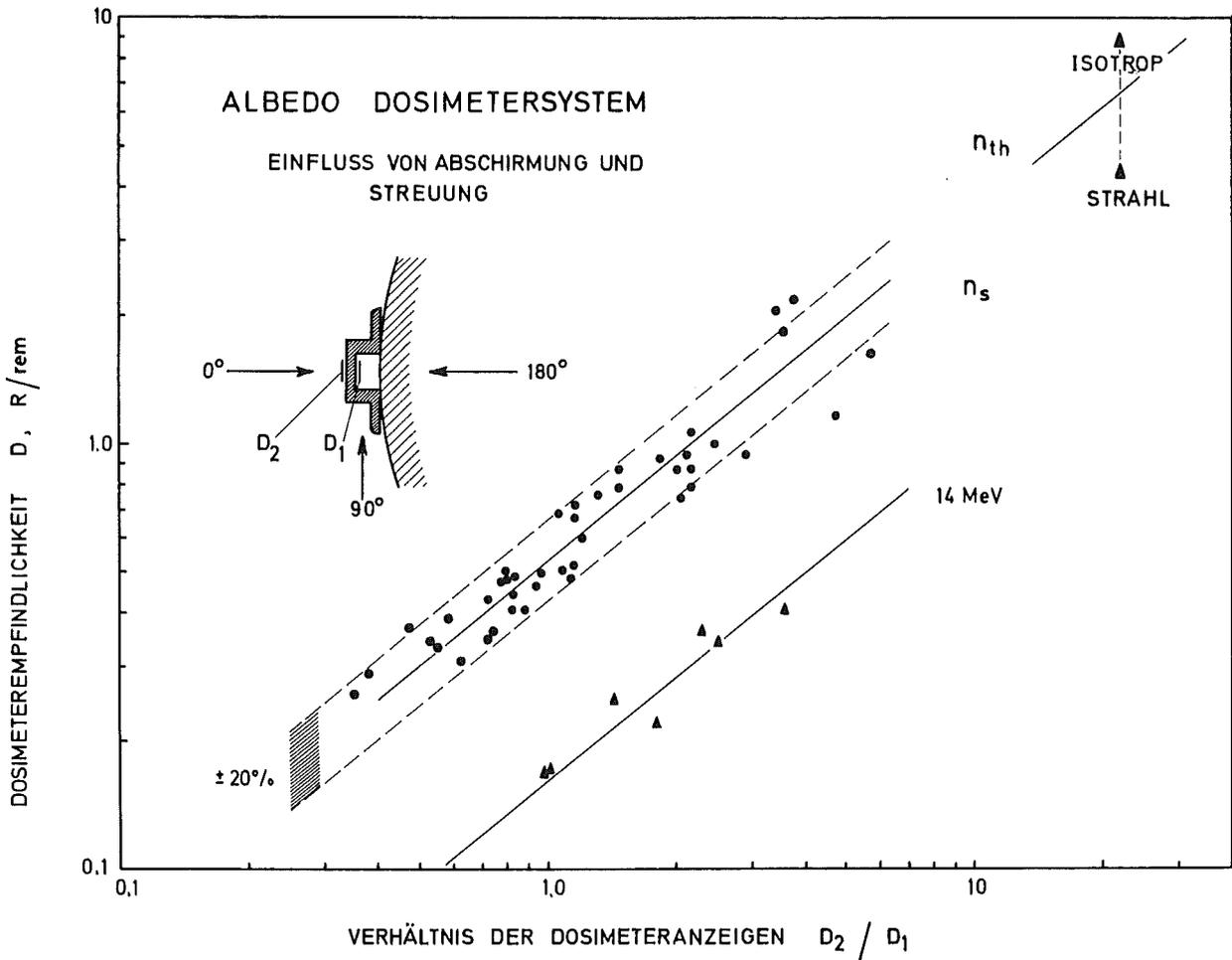


Abb. 20: Albedo-Dosimetersystem, Einfluß von Abschirmung und Streuung

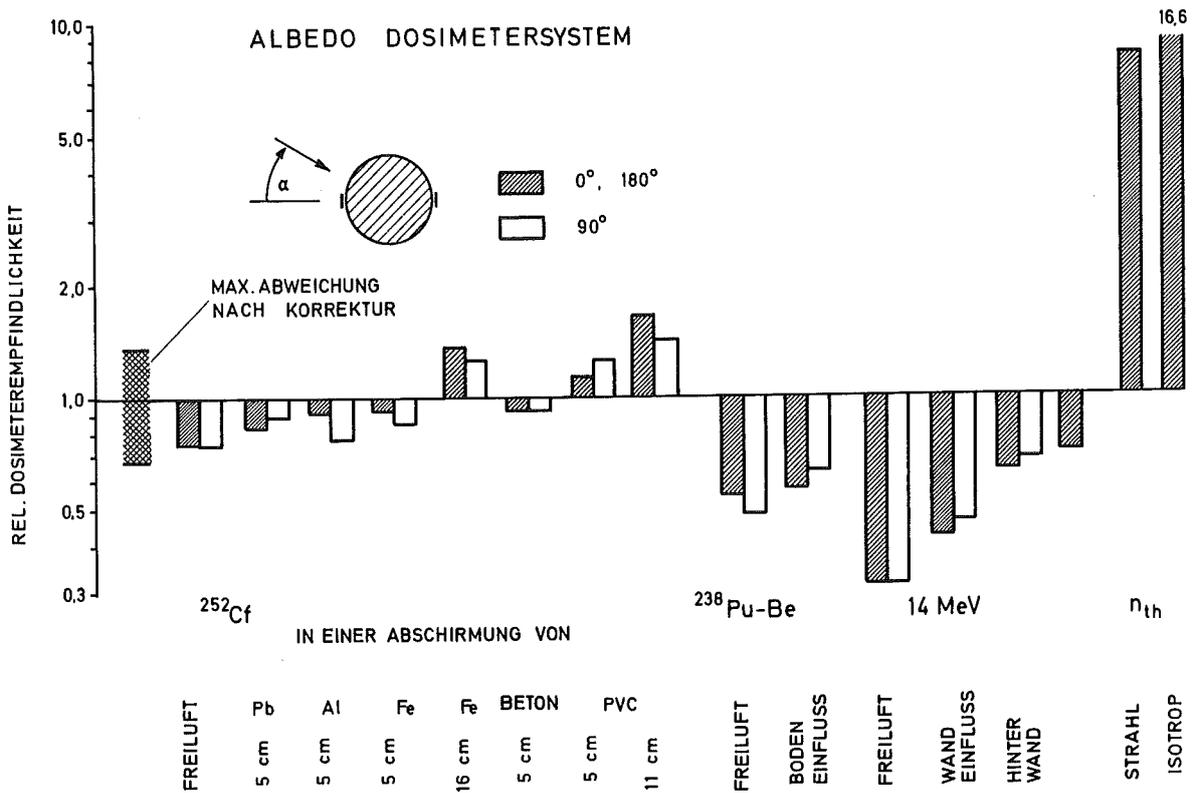


Abb. 21: Albedo-Dosimetersystem

ALBEDO DOSIMETERSYSTEM

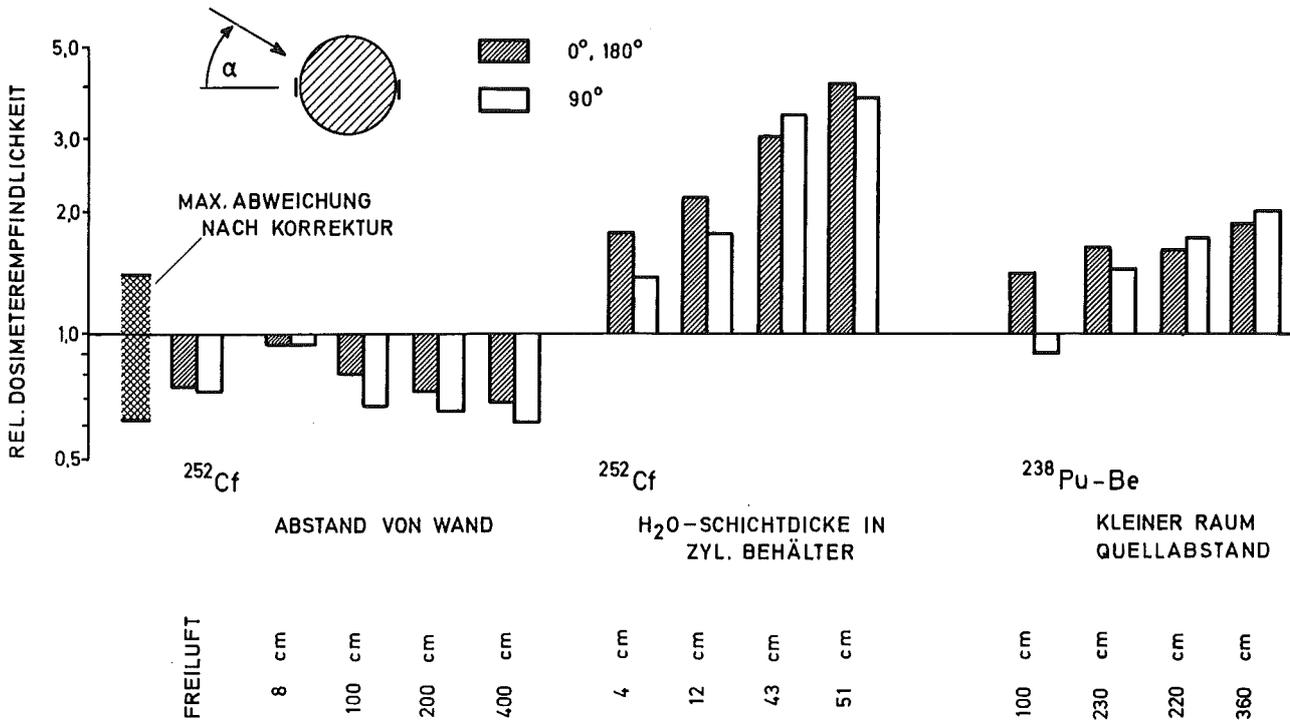


Abb. 22; Albedo-Dosimetersystem

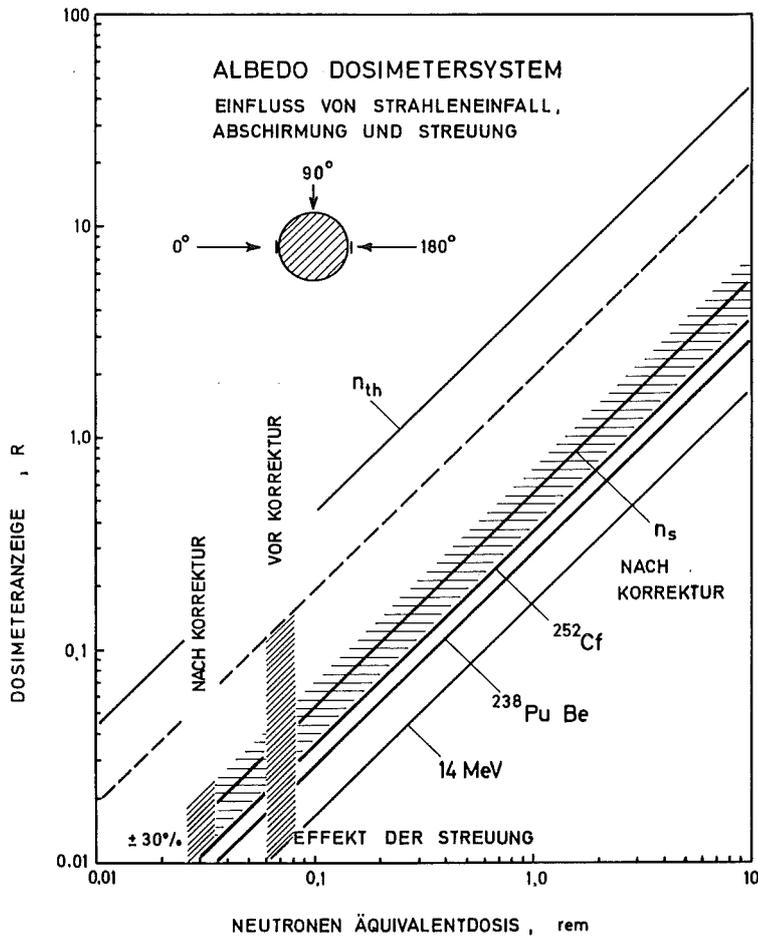


Abb. 23; Albedo-Dosimetersystem, Einfluß von Strahleneinfallsrichtung, Abschirmung und Streuung

4.2.3 Energieunabhängiges $\text{CaF}_2:(\text{Dy})$ -Thermolumineszenzdosimeter zur Messung der Umgebungsstrahlung

B. Burgkhardt

CaF_2 -Thermolumineszenzdosimeter eignen sich wegen ihrer hohen Empfindlichkeit für kurzzeitige Dosisakkumulierungen oberhalb einer Dosis von $100 \mu\text{R}$ vor allem zur Überwachung des natürlichen Strahlenpegels in Räumen und im Freien.

Wegen der relativ großen Energieabhängigkeit der Dosimeteranzeige (Überempfindlichkeit bis zu einem Faktor 12 bei 45 keV) und der extrem hohen Empfindlichkeit gegenüber Lichteinwirkung können diese Dosimeter nicht direkt zur Dosimetrie eingesetzt werden. Es wurde daher eine spezielle Dosimeterkapselung entwickelt, welche neben Lichtundurchlässigkeit zu einer relativ geringen Energieabhängigkeit von $\pm 15\%$ im Energiebereich 35 keV bis 1,2 MeV führte (s. Abb. 24). Die Kapselung besteht aus der bisher zur Routinedosimetrie mit Phosphatgläsern eingesetzten Kugelskapsel (2 mm Zinn, 15 % Perforierung), die für das TLD 200-Dosimeter der Größe $3 \times 3 \times 1 \text{ mm}^3$ mit einem Aluminiumeinsatz von 2 mm Wandstärke versehen wurde. Im Vergleich dazu hat ein ungekapseltes LiF -Dosimeter im gleichen Energiebereich eine Energieabhängigkeit von + 40 %.

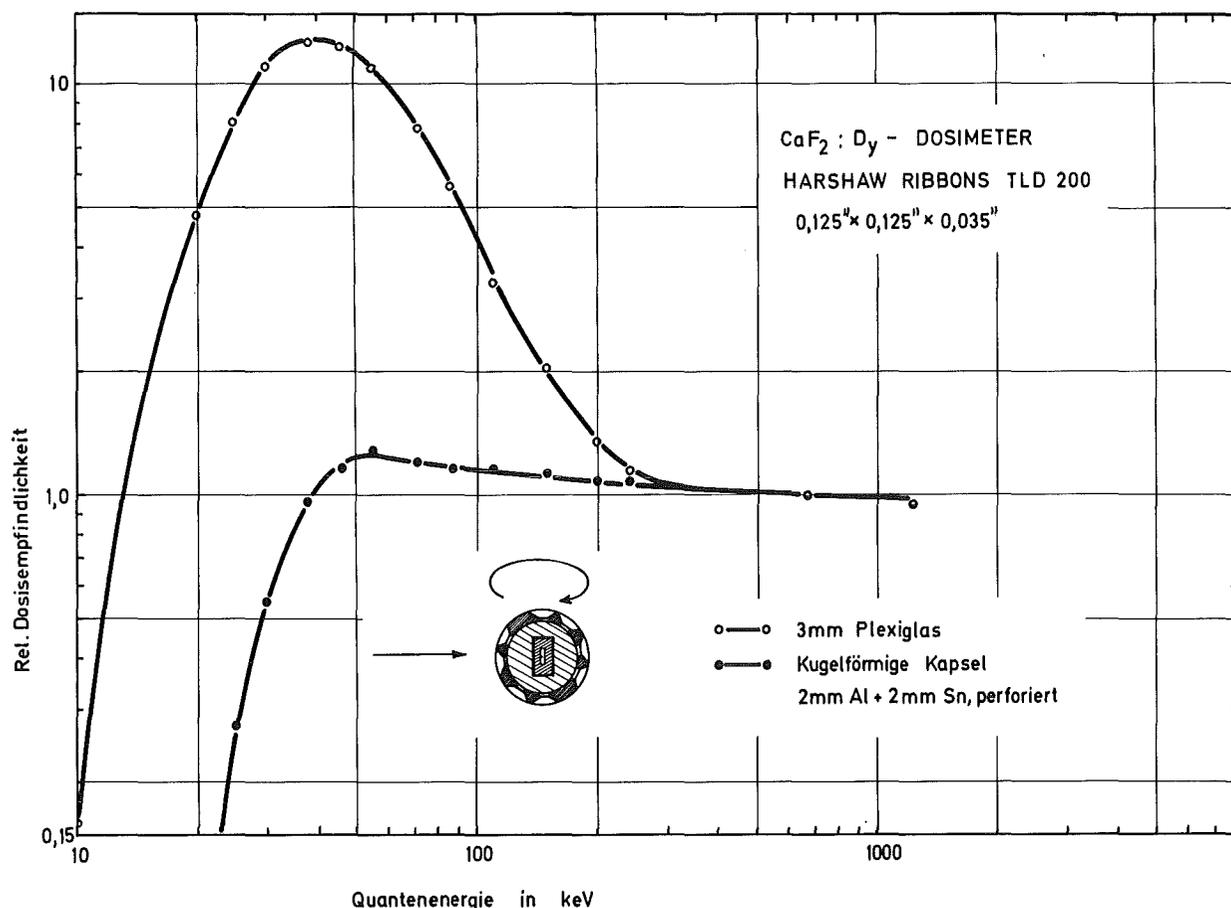


Abb. 24: Energieabhängigkeit eines gekapselten $\text{CaF}_2:\text{Dy}$ -Dosimeters

4.2.4 Low-Z-Phosphatgläser mit geringer Energieabhängigkeit

B. Burgkhardt

Von Low-Z-Phosphatgläsern waren bisher nur Gläser des Toshiba-Typs erhältlich, die im

Energiebereich um 50 keV eine Überempfindlichkeit der Dosimeteranzeige bis zu einem Faktor 7 zeigten. In neuester Zeit wurden Gläser mit nur der halben energieabhängigen Überempfindlichkeit entwickelt. Untersuchungen der Energieabhängigkeit wurden an den Phosphatgläsern FD-7 (Yokota 1969) mit geringem Silberanteil und an einem Experimentierglas auf Fluoridbasis (Käs, 1972) durchgeführt. Das Phosphatglas FD-7 und das Fluoridglas zeigen im Energiebereich um 50 keV eine rel. Überempfindlichkeit bis zu einem Faktor 3,8 bzw. 3,2.

4.2.5 Neutronenempfindlichkeit von γ -Dosimetern

E. Plesch

Für eine γ -Dosismessung in gemischten Strahlungsfeldern wird bevorzugt TLD 700 verwendet. Dieses Dosimeter zeigt gegenüber thermischen Neutronen eine Empfindlichkeit von 1,3 rd für 10^{10} n/cm². Die Ergebnisse der Bestrahlungen am Health Physics Research Reactor (HPRR) in Oak Ridge zeigen, daß TLD 700 gegenüber schnellen und mittelschnellen Neutronen eine Empfindlichkeit von ca. 1,25 rd pro 10^{10} n/cm² aufweist [34]. Diese Neutronenempfindlichkeit muß bei einer γ -Dosismessung entsprechend berücksichtigt werden. Beim neutronenempfindlichen Phosphatglas FD-1 ist eine entsprechende Korrektur der Dosimeteranzeige nur für thermische Neutronen erforderlich (siehe Tab. 36). Neutronenunempfindliche Phosphatgläser, beispielsweise Schott-RPL-V-Gläser, benötigen keine Korrektur.

Abschirmung	Dosimeteranzeige in rd				
	TLD 700		Phosphatglas FD-1		Phosphatglas RPL-V
	gemessen	korrigiert	gemessen	korrigiert	gemessen
Freiluft	78	54	70	52	48
13 cm Stahl	24	12	24	12	15
12 cm Plexiglas	55	44	56	37	39

Tab. 36: γ -Dosismessungen mit LiF- und Phosphatglasdosimetern am HPRR in Oak Ridge [34]

4.2.6 Neuorientierung der Personenüberwachung

E. Plesch

Ausgangspunkt aller Überlegungen zu einer Verbesserung und Vereinheitlichung der Routineüberwachung sind die Kriterien, die auch für eine Beurteilung des Strahlenrisikos einer Person gelten, nämlich die Höhe der Jahresdosis einer Person, die Häufigkeit einer Einzelbestrahlung, die Unfallwahrscheinlichkeit sowie die Art des Umganges (siehe Abb. 25). Es ist hierbei sinnvoll, die routinemäßig überwachten Personen in einen Low-Risk- und High-Risk-Personenkreis zu unterteilen.

Häufige Einzelbestrahlungen und eine höhere Jahresdosis (z. B. > 1,5 rem) sind hierbei kennzeichnend für eine Person mit einem hohen Strahlenrisiko. Für diesen Personenkreis sollen Dosimeter mit einer hohen Meßgenauigkeit eingesetzt werden. Die Ermittlung der

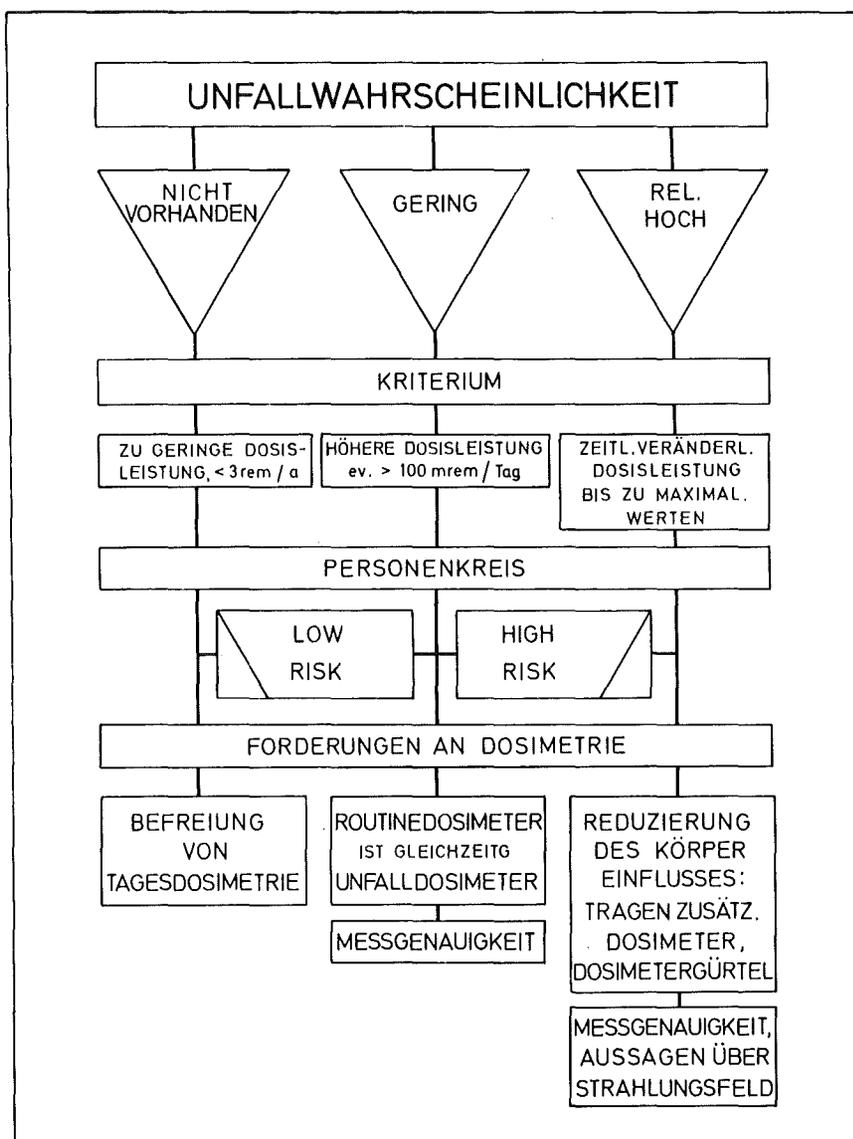


Abb. 25

tatsächlichen Personenbelastung soll durch Tragen eines zusätzlichen Dosimeters an der Körperrückseite oder eines Dosimeters mit einer Direktanzeige der Organdosisbelastung verbessert werden.

Verbesserte Dosimetersysteme ermöglichen heute die direkte Bestimmung der Körperdosis auch bei Bestrahlung der Körperrückseite (s. Abb. 26), ohne daß zusätzliche Aussagen über Energie- und Strahleneinfallrichtung erforderlich wären. Ein LiF-Albedo-Dosimetersystem (s. Abschnitt 4.2.2) wird bei Addition der Dosimeteranzeigen der Vorder- und Rückseite des Körpers schnelle Neutronen auch bei Rückwärtseinstrahlung dosisrichtig nachweisen.

Ein Phosphatglasdosimeter in Halbkugelmessung dient zur Direktanzeige der Energiedosis im kritischen Organ.

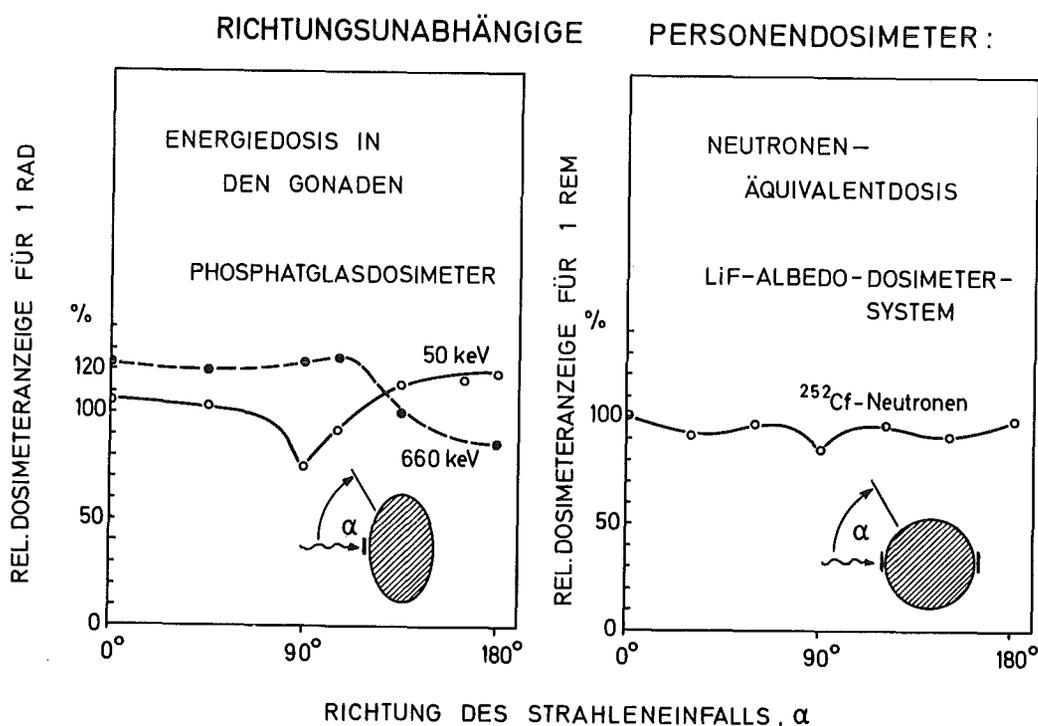


Abb. 26: Beispiele für die richtungsunabhängige Anzeige eines Personendosimeters

Für den Low-Risk-Personenkreis wäre eine jährliche Auswertung ausreichend, eine routinemäßige Kontrolle des Strahlenrisikos wird hierbei durch die Tagesdosimetrie gewährleistet. Darüber hinaus könnte mit einer Langzeitdosimetrie der genetisch signifikante Jahresdosisanteil für die beruflich strahlenexponierte Personengruppe in einfacher Weise ermittelt werden.

4.2.7 Festkörperkernspurdetektoren

4.2.7.1 Entwicklung eines Neutronen-Fingerdosimeters

B. Burghardt, I. Hofmann, E. Piesch

In Zusammenarbeit mit dem Europäischen Institut für Transurane wurde ein Fingerdosimeter für Neutronen entwickelt, welches vor allem bei Arbeiten an Neutronenquellen die Strahlenbelastung der Hand bzw. des Fingers messen soll. Dieses Dosimeter enthält in einer aus zwei konzentrischen Zylindersegmenten bestehenden Halterung aus Stahl eine Thoriumfolie in Kontakt mit einer Polykarbonatfolie als Kernspurdetektor (Abb. 27 und 28). Die 0,05 mm dicke Thoriumfolie hat eine Größe von $13 \cdot 20 \text{ mm}^2$. Die Detektorfolien werden mit einem Metallclip zusammengehalten [5].

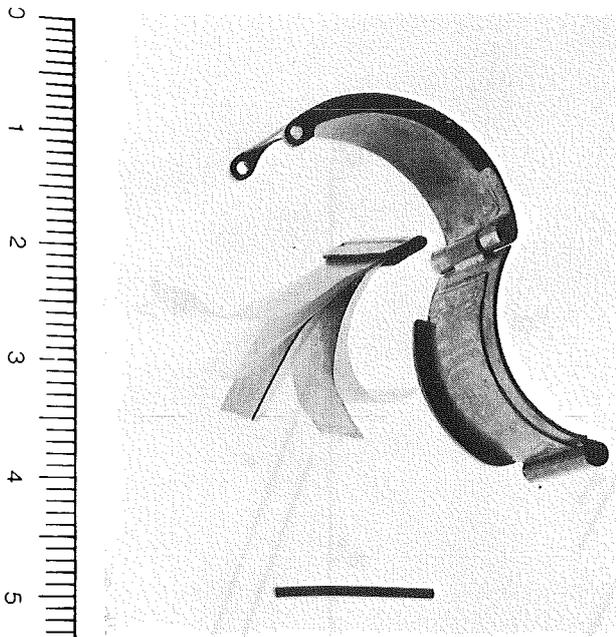


Abb. 27: Neutronen-Fingerdosimeter

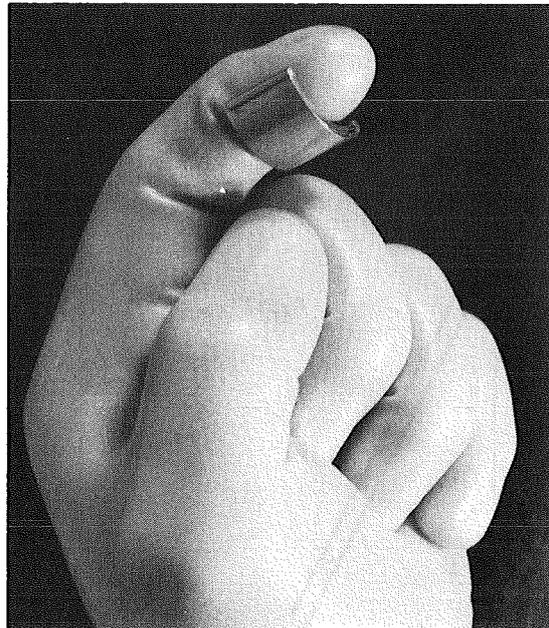
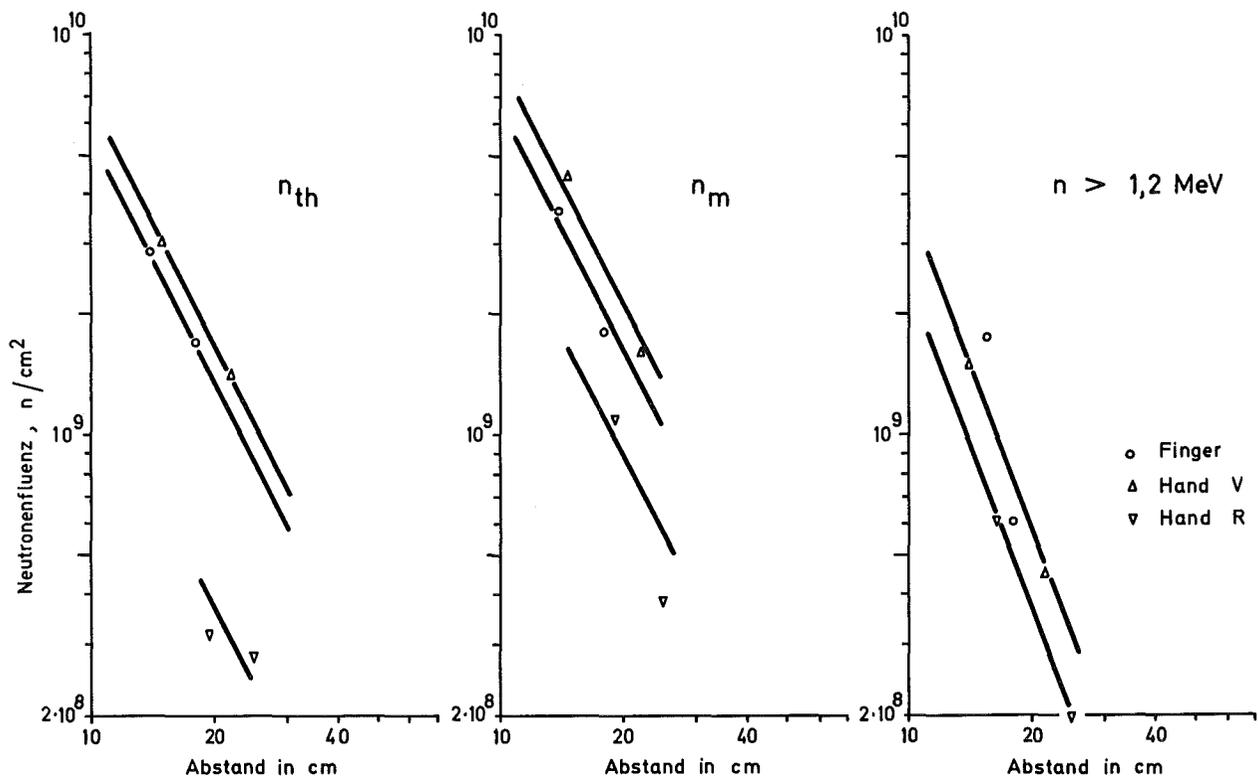


Abb. 28: Neutronen-Fingerdosimeter

Der Nachweis schneller Neutronen erfolgt über neutroneninduzierte Spaltfragmente, die aus der Thoriumoberfläche austreten und in den beiderseitig anliegenden Makrofolien Beschädigungen erzeugen. Nach einem chemischen Ätzen der Kunststoffolie können die entstehenden Ätzgruben mit Hilfe eines Spark-Counters auf einer Fläche von ca. $2,5 \text{ cm}^2$ automatisch ausgezählt werden. Bei höherer Spurendichte erfolgt die Auszählung mikroskopisch. Mit dem Thoriumdetektor können schnelle Neutronen $> 1,2 \text{ MeV}$ oberhalb einer Dosis von 130 mrem bei Spaltneutronen und oberhalb 80 mrem bei (α, n) -Neutronen nachgewiesen werden. Die γ -Untergrundstrahlung der Thoriumfolie führt an der Oberfläche der an der Innenseite mit $0,3 \text{ mm}$ Blei ausgekleideten Dosimeterkapselung zu 1 mrem/h . Diese γ -Strahlung stellt bei dem hier zur Diskussion stehenden Einsatz keine unzulässige Belastung dar, da das Fingerdosimeter ohnehin nur bei kurzzeitigen Arbeiten eingesetzt wird, wenn die zu erwartende Neutronendosisleistung um eine Größenordnung höher ist (siehe auch Tab. 37).

Die Kalibrierung des Fingerdosimeters erfolgte an einem Handphantom aus Plexiglas in einer Glove-Box, deren Boden und Wände aus 10 cm dicken Paraffinplatten aufgebaut waren. Bei Arbeiten mit (α, n)- und Spaltneutronenquellen in der Glove-Box ist mit einem erhöhten Anteil an gestreuten Neutronen zu rechnen. Es wurden daher umfangreiche Meßreihen mit Neutronenaktivierungsdetektoren (Au, Au + Cd, Np, Th, S) durchgeführt, um den Neutronenfluenzanteil der thermischen, mittelschnellen und schnellen Neutronen für verschiedene Quellabschirmungen und einen unterschiedlichen Abstand von der Glove-Box-Wand und von dem Handphantom zu ermitteln.

Abbildung 29 zeigt die Ergebnisse für eine ^{252}Cf -Quelle mit einem allseitigen Wassermantel von 5,5 cm Dicke für Messungen am Finger sowie an der Vorder- bzw. an der Rückseite des Handgelenkes. Die Fluenz thermischer und mittelschneller Neutronen ist demnach ca. achtmal so groß wie die mit der Thoriumfolie gemessene Fluenz schneller Neutronen. Eine Umrechnung auf Äquivalentdosis zeigt jedoch (Abb. 30), daß der relative Dosisanteil energieärmerer Neutronen $< 0,75$ MeV weniger als 10 % beträgt. Nach einer entsprechenden Kalibrierung des Fingerdosimeters auf Spaltneutronen kann daher auf die Messung energieärmerer Neutronen verzichtet werden.



HANDPHANTOM – BESTRAHLUNG IN EINER GLOVE BOX
 ^{252}Cf - QUELLE IN WASSERMANTEL VON 5,5 cm DICKE

Abb. 29

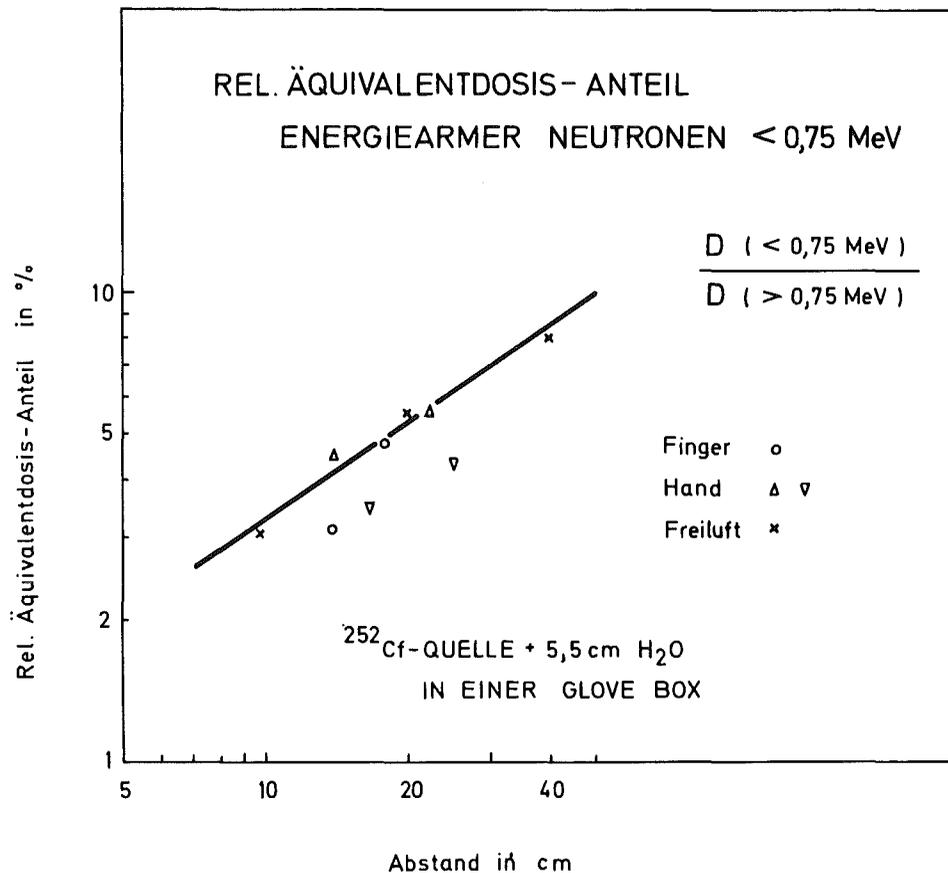


Abb. 30: Relativer Neutronen-Äquivalentdosisanteil für Neutronenenergien < 0,75 MeV

4.2.7.2 Erfahrungen mit Neutronen-Fingerdosimetern bei Arbeiten mit (α, n) - und Spaltneutronen

B. Burgkhardt, I. Hofmann, E. Piesch

Neben umfangreichen Kalibrierungen zur Ermittlung der Richtungsabhängigkeit des Fingerdosimeters sowie der entsprechenden Nachweisempfindlichkeit für ^{238}Pu -Be-, ^{241}Am -Be-, ^{244}Cm - und ^{252}Cf -Neutronen wurden mit dem Fingerdosimeter Routineüberwachungen durchgeführt [2]. Es zeigte sich, daß der Einfluß der Richtungsabhängigkeit sowie einer Rückstreuung relativ klein ist und bei der Kalibrierung des Dosimeters berücksichtigt werden kann. Für Arbeiten mit (α, n) - und Spaltneutronen wurden für dieses Dosimeter folgende Kalibrierfaktoren benutzt: Spaltneutronen: 29 Löcher/rem, (α, n) -Neutronen: 49 Löcher/rem.

Der Einfluß einer Rückstreuung ist hierbei kleiner als 20 %. Beim praktischen Einsatz des Fingerdosimeters wurde jeweils ein Fingerdosimeter an der Innenseite des Zeigefingers an jeder Hand getragen. Die Meßergebnisse in Tabelle 37 zeigen, daß auch bei relativ kurzen Arbeitsgängen eine Kontrolle der Fingerdosis schon bei relativ kleinen Neutronenquellstärken von 10^5 bis 10^7 n/s erforderlich ist.

Neutronenquelle	Quellstärke ($\frac{n}{s}$)	Art der Arbeit	Fingerdosis	
			links (mrem)	rechts (mrem)
$^{241}\text{Am-Be}$	$3 \cdot 10^6$	Transport einer Legierung vom Schmelztiegel in den Behälter	1 300	1 450
^{244}Cm	$6,9 \cdot 10^5$	Probenherstellung für die Spektrographie	240	200
$^{241}\text{AmO}_2$	$7 \cdot 10^4$	Herstellung von AmO_2 -Al-Gemisch	100	0
$^{241}\text{Am-Be}$	10^6	Transport von einer Glove-Box zur anderen	100	90
$^{238}\text{Pu-Be}$	$2 \cdot 10^7$	Transport einer Legierung vom Schmelztiegel in den Behälter	780	1 260
$^{238}\text{Pu-Be}$	$2 \cdot 10^7$	Öffnen des Behälters auf einer Drehbank	190	570
$^{238}\text{Pu-Be}$	$2 \cdot 10^7$	Zuschweißen, Transport und Dichtigkeitsprüfung des Behälters	980	1 990
$^{244}\text{Cm-Be}$	$1,8 \cdot 10^7$	Ausschleusen aus Glove-Box (Sacktechnik)	150	70

Tab. 37: Fingerdosis bei der Handhabung von Neutronenquellen

4.2.7.3 Messung des Neutronenspektrums mit Schwellwert- und Aktivierungsdetektoren

I. Hofmann, E. Piesch

Zur Messung des Neutronenspektrums wurde folgende Kombination von Schwellwertdetektoren und Aktivierungsdetektoren verwendet: Au, Au + Cd, ^{237}Np + Makrofol, ^{238}U + Makrofol, S. Die Auszählung der Spaltfragmentätzgruben in der Makrofolfolie erfolgte mikroskopisch oder bei geringer Spurendichte im Funkenzähler. Die β -Aktivität der Aktivierungsdetektoren wurde in einem Szintillationszähler ausgemessen.

Das Neutronenspektrum einer 1 mg ^{252}Cf -Quelle zeigt (Abb. 31) für die nichtabgeschirmte Quelle sowie für eine jeweils 5 cm dicke Abschirmung aus Aluminium, Eisen und PVC bei einem Abstand zur Quelle von 40 cm. Die genannten Abschirmungen erhöhen den Anteil energiereicher Neutronen. Die Bestrahlungen erfolgten rückstreuungsfrei in einer großen Halle.

Für die Kalibrierung des Neutronen-Fingerdosimeters wurden entsprechende Messungen an einer mit 5,5 cm Wasser abgeschirmten ^{252}Cf -Quelle in einer mit 10 cm dicken Paraffinplatten ausgekleideten Glove-Box durchgeführt (Abb. 32). Die Quelle wurde hierbei in einem Abstand von 10 cm von der Glove-Box-Wand und in 10 cm Höhe über dem Boden aufgestellt. Die Ergebnisse zeigen einen Anstieg des Streuanteiles energiereicher Neutronen mit zunehmendem Abstand von der Quelle.

4.2.7.4 Langzeitfading von neutroneninduzierten Rückstoßkernen in Makrofol

I. Hofmann, E. Piesch

Eine Polykarbonat-Makrofolfolie ist mit einer Nachweisempfindlichkeit von $1,5 \cdot 10^{-5}$ Spuren pro Neutron für Neutronen > 1 MeV als der einfachste und empfindlichste Kernspurdetektor anzusehen. Da eine automatische Auszählung im Funkenzähler nicht möglich ist, wurde

dieser Neutronendetektor bisher nur in der Unfalldosimetrie eingesetzt (Piesch, Development of New Neutron Detectors for Accident Dosimetry, Proc. IAEA-Symp. Advances in Physical and Biological Radiation Detectors, Wien 1971).

Die Verwendung eines Dosimetergürtels aus Makrofol ermöglicht hierbei gleichzeitig die Bestimmung der Einfallsrichtung der Neutronen. Innerhalb eines IAEA-Vergleichsprogrammes am HPRR in Oak Ridge im Jahre 1971 wurden Folien aus einem Kunststoffgürtel nach der Bestrahlung an einem Menschphantom sofort sowie 12 Monate später geätzt und ausgewertet [34]. Die Meßergebnisse zeigen, daß bei einer Lagerung der Makrofolfolien unter Laborbedingungen nach einem Jahr praktisch kein Fading festgestellt wurde.

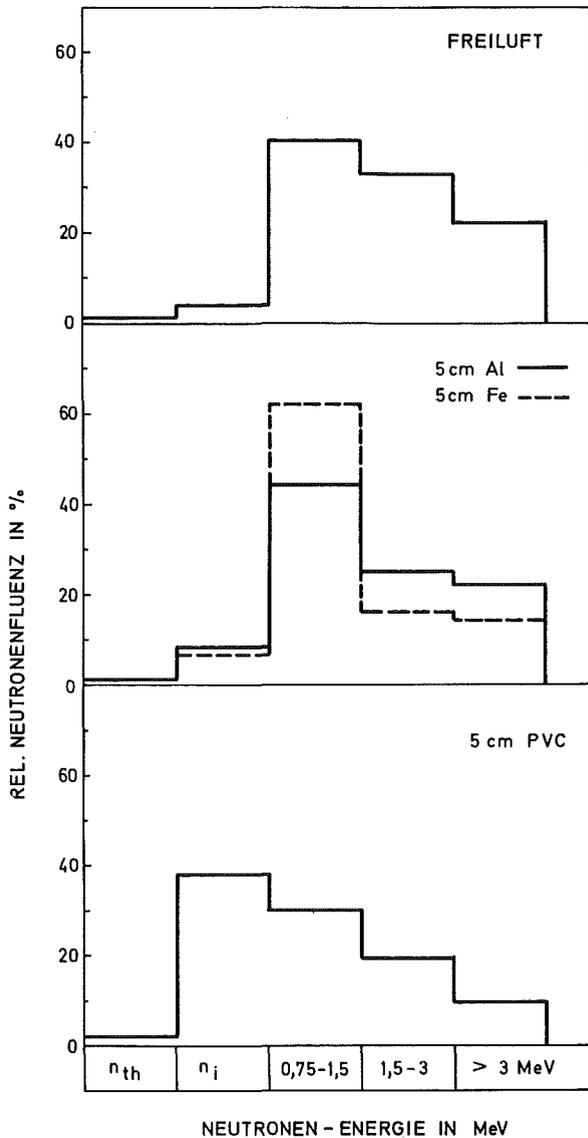


Abb. 31: ^{252}Cf -Neutronen-Energieverteilung hinter verschiedenen Abschirmmaterialien

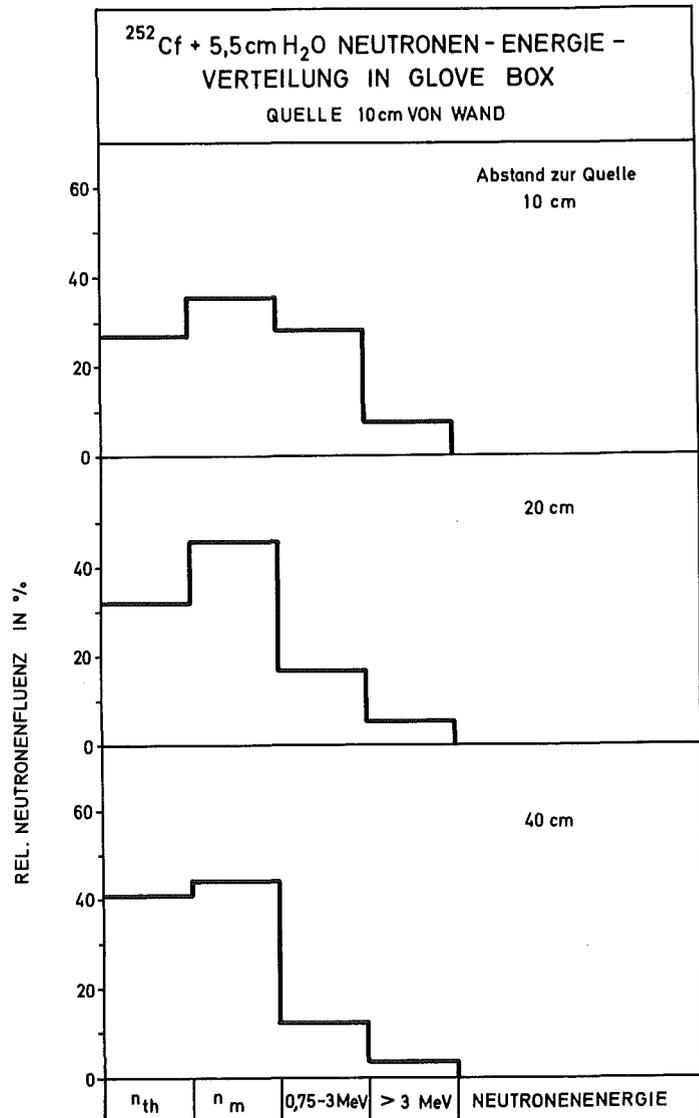


Abb. 32: ^{252}Cf -Neutronen-Energieverteilung bei verschiedenen Abständen

4.3 Messung von Einzelnucliden

4.3.1 Untersuchungen zur ^{129}J -Bestimmung in Proben der Umgebungs- und Abwasserüberwachung

H. Fessler, H. Schüttelkopf

Die Wiederaufarbeitungsanlage Karlsruhe ist für einen Durchsatz von 40 t bestrahltem Uran

pro Jahr mit einem mittleren Abbrand von 20 000 MWd/t ausgelegt. Dem entspricht ein ^{129}J -Durchsatz von 0,7 Ci/a (\approx 4,3 kg/a). Eine Überwachung der Umgebung des Kernforschungszentrums Karlsruhe auf ^{129}J ist daher erforderlich.

Ein neues Verfahren der Radiojodanalyse für Wasserproben wurde entwickelt. Die Abtrennung des ^{129}J aus Wasserproben erfolgt durch Isotopenaustausch mit Ag^{127}J entsprechend



Das Ag^{127}J wurde in extrem dünner Schicht auf einem SiO_2 -Träger aufgebracht. Das ^{129}J wird durch Aktivierung mit Neutronen zu ^{130}J umgewandelt.

Ausgehend von einer Wassermenge von 1 l wird nach dem Isotopenaustausch 10 % des verwendeten AgJ/SiO_2 (5 g) in der thermischen Säule des FR 2 mit $8 \cdot 10^{14}$ n/cm² aktiviert. Die ^{130}J -Aktivität wird anschließend mit einem Ge(Li)-Detektor bei einer Meßzeit von 100 min gemessen. Die hierbei erzielte 3 σ -Nachweisgrenze liegt bei 18 pCi ^{129}J pro 1 l Wasser, dies entspricht 1/100 des MZK-Wertes.

Der Zeitaufwand für die Analyse und die Präparation zur Neutronenaktivierung beträgt weniger als 2 Stunden. Dabei können von einem Laboranten mehr als 10 Proben gleichzeitig bearbeitet werden. Das beschriebene Analysenverfahren ist zur Abtrennung aller Jodisotope außer ^{127}J anwendbar.

In Oberflächenwässern und in ausgewählten Abwässern der WAK und ADB wurden ^{129}J -Bestimmungen durchgeführt (s. Tab. 38). Die spezifischen Aktivitäten lagen bei der unteren Nachweisgrenze. Die Ausbeute für den Ionenaustausch wurde mit zugesetztem ^{131}J bestimmt. Die angegebenen ^{129}J -Aktivitäten ergeben sich für eine Meßzeit von 50 min nach einer gleichzeitigen Aktivierung von 12 Proben.

Proben Nr.	Austauschausbeute in %	^{129}J -Aktivität in pCi/l
1	66,4	≤ 18
2	51,8	≤ 23
3	75,0	≤ 18
4	84,5	≤ 16
5	84,1	≤ 18
6	87,8	≤ 29
7	88,1	≤ 22
8	82,0	≤ 23
9	85,8	≤ 22
10	90,2	≤ 22
11	40,0	330 ± 82
12	42,8	1100 ± 66

Tab. 38: Ergebnisse von ^{129}J -Bestimmungen in ausgewählten Abwässern (1-5), Oberflächenwässern (6-10) und Kondensaten der FERAB (11-12) im Juni 1972

Die Nachweisgrenze des ^{130}J wird durch den γ -Untergrund bestimmt, der durch Neutronenaktivierung von Ag und von im Wasser vorhandenen und am AgJ/SiO_2 adsorbierten Natrium entsteht. Bei einer Verbesserung der chemischen Aufbereitungsmethoden ist es möglich,

die Menge dieser Störstrahler zu reduzieren, so daß noch wesentlich kleinere ^{129}J -Aktivitäten identifizierbar sind. Eine einfache Methode der Desorption von ^{23}Na und der Abtrennung des ^{130}J von AgJ/SiO_2 und damit von ^{110}Ag wurde geprüft. Die nach dieser Abtrennung erreichte Nachweisgrenze beträgt $2,5 \text{ pCi } ^{129}\text{J/l} \approx 15 \text{ ng } ^{129}\text{J/l}$.

Aus ca. 150 ^{129}J -Bestimmungen aus Dissolver- und Behälterabgasen der WAK, die für das Jodfilterprogramm (s. Kap. 7) durchgeführt wurden, kann geschlossen werden, daß bei Verwendung des dort entwickelten Filtermaterials eine Nachweisgrenze von $10\text{-}20 \text{ pCi } ^{129}\text{J/m}^3$ Luft erreicht werden kann, da schon ohne Reduzierung des Störstrahlereinflusses in der aktivierten Probe eine untere Nachweisgrenze von $1 \text{ pCi pro } 0,5 \text{ g Filtermaterial}$ erreicht wurde.

Zum Nachweis von ^{129}J in Pflanzenproben wurden Vorversuche mit Kiefernadeln und einem Austausch von $^{127}\text{J}^-$ durchgeführt.

4.3.2. Diskontinuierliche Messung von ^{85}Kr

H. Fessler, H. Junker

Im Jahre 1972 wurden für die Überwachung der Umgebung der Wiederaufarbeitungsanlage Karlsruhe insgesamt 67 Einzelmessungen des ^{85}Kr -Gehalts von im vermutlichen Beaufschlagungsmaximum der Abluftfahne gezogenen Luftproben durchgeführt. Die gefundenen ^{85}Kr -Aktivitätskonzentrationen lagen vorwiegend im Bereich zwischen 1 und 100 nCi/m^3 (Maximalwert: 167 nCi/m^3) (Tab. 39). Einzelne Nullpegelmessungen mit Proben vom Feldberg, Kaiserstuhl und Kernforschungszentrum Karlsruhe brachten die erwarteten Ergebnisse um 20 pCi/m^3 .

^{85}Kr -Konzentration	$< 0,1 \frac{\text{nCi}}{\text{m}^3}$	$0,1\text{-}1 \frac{\text{nCi}}{\text{m}^3}$	$1\text{-}10 \frac{\text{nCi}}{\text{m}^3}$	$10\text{-}100 \frac{\text{nCi}}{\text{m}^3}$	$100\text{-}200 \frac{\text{nCi}}{\text{m}^3}$	$>200 \frac{\text{nCi}}{\text{m}^3}$
Häufigkeit in %	7,5	13,5	44,5	33	1,5	0

Tab. 39: ^{85}Kr -Messungen in der Umgebung der WAK

4.3.3 Erhöhter ^{137}Cs -Gehalt im menschlichen Körper nach Pilzgenuß

H. Fessler

Der Gehalt an Fallout-Radionukliden im menschlichen Körper wird seit 12 Jahren an einer Referenzgruppe im Human Body Counter ermittelt (s. Abschnitt 3.5.2). Bekanntlich können Pilze ^{137}Cs in erhöhtem Maße anreichern, so daß schon der Verzehr von relativ geringen Pilzmengen zu einer deutlichen ^{137}Cs -Anreicherung im Körper führen kann (H. Kiefer, R. Maushart, Direct Information 15, 1965).

Neuere Messungen im Jahre 1972 zeigten bei einem Pilzesser, der auch sonst schon oberhalb des Mittelwertes der Gesamtgruppe lag, nach einem größeren Pilzgenuß innerhalb weniger Wochen in den Monaten September/Okttober einen Anstieg des ^{137}Cs -Gehaltes um einen Faktor 3 (s. Tab. 40). Der Mittelwert der Referenzgruppe wurde dadurch stark beeinflusst.

^{137}Cs -Gehalt im Körper in pCi/kg			
	Person X (Pilzesser)	Mittelwert der Referenzgruppe ohne X	
			mit X
Januar	50	33,4	35
Februar	-	28,2	28
März	45	32,5	34
April	-	28,0	28
Mai	54,5	28,4	31
Juni	-	22,4	23
Juli	35,6	24,8	26
August	-	26,9	27
September	60	31,4	34
Oktober	165,5	34,0	43
November	139	29,4	37
Dezember	105	23,1	29

Tab. 40: ^{137}Cs -Gehalt im menschlichen Körper nach Pilzgenuß

4.3.4 Natürliche Radionuklide in Baumaterialien

H. Fessler, E. Plesch

Innerhalb des bundesweiten Forschungsvorhabens "Erhebungsmessungen zur Erfassung der derzeitigen Strahlenbelastung in Wohn- und Aufenthaltsräumen" soll unter anderem die Konzentration der natürlichen radioaktiven Stoffe in Baumaterialien bestimmt werden. Vorgehen ist eine γ -spektroskopische Messung der spezifischen Aktivität in verschiedensten Baumaterialien. Nachweisbar sind hierbei ^{226}Ra , ^{228}Th und ^{40}K .

Die Messungen werden mit einem 3" x 3" NaJ(Tl)-Kristall unter Anwendung einer Ringschalengeometrie durchgeführt. Die ersten Meßergebnisse in Tabelle 41 zeigen, in welchem Maße der Anteil an radioaktiven Stoffen von der Art des Materials und den örtlichen Gegebenheiten abhängt.

Probebezeichnung	^{40}K in pCi/g	^{228}Th in pCi/g	^{226}Ra in pCi/g
Heidelberger Haftputz	11	0,3	0,9
Seckacher Gips Doppelbrand	5	< 0,25	0,5
Heidelberger Fertigputz	10	0,5	0,6
Hessler Kalk Wiesloch	16	0,9	1,6
Dolomit Scheibspeis, innen	2	0,5	0,4
Rigips Ansetzbinder	6	0,25	0,4
Untertürkheimer Gips	4	< 0,25	0,2
Knauf Fugenfüller	4	< 0,25	0,4
Sand, Kieswerk Spöck	16	0,45	0,3
PM Binder Leimen	12	0,45	0,8

Tab. 41: Natürliche Radioaktivität in verschiedenen Baustoffen

4.3.5 Eigenradioaktivität verschiedener Bleisorten

J. Bogen

Zur Abschirmung der Umgebungsstrahlung an einem zu erstellenden low-level-Meßplatz für γ -Strahlung war die Auswahl einer Bleisorte mit niedriger Eigenaktivität erforderlich. Es wurden 10 Materialproben (30 mm Durchmesser, 3 mm Dicke) mit einem Halogenzählrohr (Valvo), das in Antikoinzidenz zu einem Schirmzählrohr (Valvo) hinter 10 cm Bleiziegel (Hauptlager) + 3 cm Bleiplatten (Hauptlager) + 0,5 mm Kupfer betrieben wurde, auf β^- -Aktivität untersucht. Die Nulleffektzählrate betrug $2,0 \pm 0,1$ Imp/min. Die Ergebnisse sind in Tabelle 42 wiedergegeben.

Zusätzlich wurde das Gamma-Spektrum von 6-7 kg des Materials an einem 3" x 3" NaJ(Tl)-Szintillationsdetektor gemessen. Dabei zeigte sich die zu erwartende Aktivität aus der ^{238}U -Zerfallsreihe (^{214}Bi , 0,609 MeV), die entsprechend dem ^{226}Ra -Gehalt einen unterschiedlichen Beitrag an Bremsstrahlung hauptsächlich von ^{210}Bi (β^-_{max} : 1,160 MeV) hervorruft, das als Zerfallsprodukt von ^{210}Pb entsteht. Außerdem wurde bei den aus Bleibarren (Hauptlager) durch Zugabe von Antimon gegossenen Bleiziegel (Hauptlager) eine Verunreinigung mit $^{95}\text{Zr}/^{95}\text{Nb}$ beobachtet.

Die aus aktivitätsarmem Bolidenblei von Fremdfirmen gegossenen Bleisteine zeigen eine beachtlich niedrigere Eigenaktivität als das übliche Abschirmungsblei. - Für den zu erstellenden low-level-Meßplatz wurden Bleisteine aus Bolidenblei (Goslar) bestellt.

Bezeichnung	β^- -Aktivität pro Probe Imp/min	γ -Aktivität Nuklid
Bleiziegel (Wälischmiller)	8,1	^{214}Bi
Bleibarren (Hauptlager)	3,5	^{214}Bi
Bleiziegel (Hauptlager)	4,4	$^{214}\text{Bi} + ^{95}\text{Zr}/^{95}\text{Nb}$
Bleiplatten (Hauptlager)	2,2	^{214}Bi
Bleistein (Boliden, Belgien)	0,2	^{214}Bi
Bleistein (Boliden, Goslar)	0,3	^{214}Bi
Messing MS58 (Hauptlager)	< 0,1	^{214}Bi
Stahlprobe (Hauptlager)	< 0,1	} nicht gemessen
E-Kupfer 99,9 (Hauptlager)	< 0,1	
Alu-Fensterfolie; 14 mg/cm ²	0,2	

Tab. 42: Eigenradioaktivität verschiedener Bleisorten

4.3.6 Untersuchung mit einem NaJ(Tl)/CsJ(Tl)-Doppelkristall-Szintillationsdetektor zum Nachweis inkorporierter Transurangemische

J. Bogen

Die Abschätzung der Strahlenbelastung durch ^{239}Pu in der Lunge erfolgt durch Messung der L-Röntgenstrahlung von Uran (14 keV (1,4 %); 17 keV (2,1 %); 20 keV (0,4 %)). Da es sich in der Praxis meist um ein unbekanntes Gemisch von Transuranen handelt, wird die Pu-Bestimmung bei Anwesenheit von ^{241}Am gestört durch die auftretende 17 keV L_{β} -Röntgenstrahlung des Np. Die gleichzeitige Messung der 60 keV-Strahlung von ^{241}Am erlaubt jedoch wieder die Ermittlung der ^{239}Pu -Aktivität. Die Ansprechwahrscheinlichkeit von Proportionalzählern im Bereich von 60 keV ist dazu jedoch zu klein, so daß hier

Szintillationszähler trotz schlechterer Energieauflösung besser geeignet sind.

Die für die Lunge zugelassene ^{239}Pu -Aktivität beträgt 16 nCi. Durch Wahl eines Doppelkristalls, bestehend aus einem dünnen NaJ(Tl)-Kristall auf der Frontseite eines dicken CsJ(Tl)-Kristalls, läßt sich die Ansprechwahrscheinlichkeit für die nachzuweisende Röntgenstrahlung optimieren. Die unterschiedlichen Impulsanstiegszeiten in NaJ(Tl) ($0,25 \mu\text{s}$) und CsJ(Tl) ($1,1 \mu\text{s}$) erlauben eine elektronische Pulse-Shape-Diskriminierung, so daß der CsJ(Tl)-Kristall in Antikoinzidenz zum NaJ(Tl)-Meßkristall betrieben werden kann.

Zu Testzwecken stand kurzzeitig ein Doppelkristall ($5'' \times 3 \text{ mm NaJ(Tl)} + 5'' \times 2'' \text{ CsJ(Tl)}$) mit Elektronik (NC-25, NA-19, NG-11) der Firma Harshaw zur Verfügung. Die Ergebnisse dieses Detektors werden in Tabelle 43 verglichen mit dem für diesen Zweck bisher benutzten kommerziellen Proportionalzähler. Es sei bemerkt, daß bei den Vergleichsmessungen der Proportionalzähler nicht wie üblich in Antikoinzidenz zu den beiden Schirmzählern betrieben wurde. Dies vergrößert zwar die Nulleffektzählrate von $2,5 \pm 0,3 \text{ Imp/min}$ auf 57 Imp/min , liefert aber andererseits bei der Messung des mit $1,45 \mu\text{Ci } ^{239}\text{Pu}$ (rein) beladenen Lungenphantoms (H. Schieferdecker: Interner Arbeitsbericht Med/Tox 6/70) keinen Zählratenverlust durch Registrierung der nachzuweisenden Röntgenstrahlung in den Schirmzählern. Die bei der Messung des Lungenphantoms im Proportionalzähler angegebene Zählrate wurde unter Verwendung des Nulleffektes im Antikoinzidenzbetrieb ermittelt; dies führt zu günstigeren Werten für den Proportionalzähler. Die angegebenen Ansprechwahrscheinlichkeiten wurden für beide Detektoren unter vergleichbarer Geometrie aus der Zählrate mit Lungenphantom bzw. ^{109}Cd -Eichstrahler ermittelt.

Als Nachweisgrenze definiert man den Quotienten aus der doppelten statistischen Schwankung des Nulleffektes dividiert durch die Ansprechwahrscheinlichkeit (in Impulsen pro nCi). Legt man die mit dem Lungenphantom ermittelten Werte zugrunde, so ergibt sich rechnerisch für den Doppelkristall eine etwa um den Faktor 4 niedrigere Nachweisgrenze.

	5'' x 3 mm NaJ(Tl) 5'' x 2'' CsJ(Tl)	kommerzieller Proportionalzähler A (MZ 150/300/3)
Nulleffekt (in Stahlkammer)	$11 \pm 1,0 \text{ Imp/min}$	ohne Antikoinzidenz: $57 \pm 1,0 \text{ Imp/min}$ mit Antikoinzidenz: $2,5 \pm 0,3 \text{ Imp/min}$
Zählrate mit Lungenphantom	$1,1 \text{ Imp/min} \cdot \text{nCi}$	$0,07 \text{ Imp/min} \cdot \text{nCi}$
Ansprechwahrscheinlichkeit mit Lungenphantom	1,2 %	0,08 %
Ansprechwahrscheinlichkeit mit ^{109}Cd	0,4 %	0,05 %
Rechnerische Nachweisgrenze aus Lungenphantom-Messung (bei 30 min Meßzeit)	2 nCi	9 nCi

Tab. 43: Vergleich zwischen Doppelkristallszintillationszähler und Proportionalzähler im Energiebereich 8-25 keV

Die rechnerische Nachweisgrenze berücksichtigt nicht die bei einer Inkorporationsmessung auftretende Abschirmung der Röntgenstrahlung durch den Körper (Rippen und Gewebe), sie soll lediglich einen Vergleich der beiden Detektoren ermöglichen. Eine in der Entwicklung befindliche, verbesserte Proportionalzählerausführung (14, S.93) liefert gegenüber dem kommerziellen Proportionalzähler eine um den Faktor 2-3 niedrigere Nachweisgrenze. Somit erreicht man mit dem Doppelkristall-Szintillationszähler mindestens die gleiche untere Nachweisgrenze wie mit dem Proportionalzähler.

Es ist beabsichtigt, einen Doppelkristall-Szintillationszähler bei Inkorporationsmessungen einzusetzen und beide Meßprinzipien zu vergleichen.

4.3.7 Spezielle Messungen

H. Fessler

Im Jahre 1972 wurden eine Vielzahl von Sondermessungen durchgeführt, die in Tabelle 44 aufgeführt sind. Für die Kernkraftwerke Obrigheim, Gundremmingen, Niederaichbach und Breisach sind dies vor allem low-level-Messungen von Proben aus der Umgebung. ^{129}J -Bestimmungen wurden in Jodfilterproben aus der WAK durchgeführt. 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	α - und β -Bruttoaktivität	277
	Destillation	Flüssigszintillation	27
Bodenproben	keine	} α - und β -Bruttoaktivitätsmessung γ -Spektroskopie	10
Biologisches Material	Teilweise Trocknung und Veraschung		46
Luftfilter	keine	γ -Spektroskopie	236
Jodfilterproben	Neutronenaktivierung	γ -Spektroskopie	150
Gasproben	Trennung Gas-Wasserdampf	γ -Spektroskopie β -Messung	54

Tab. 44: 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 alle Geräte, die wegen eines Defektes aus dem Einsatz gezogen werden müssen, werden nach der Reparatur neu kalibriert.

Die Typen der gewarteten Dosisleistungsmeßgeräte und der Umfang der Arbeiten sind aus der Tabelle 45 ersichtlich. Gegenüber dem Vorjahr haben sie um 27 % zugenommen, wobei rund 20 % der Kalibrierungen an Geräten von Fremdfirmen durchgeführt wurden.

Die Reparatur- und Kalibrierarbeiten an HFK- und Kontaminationsmonitoren und an Aktivitätsmeßplätzen haben bei 560 Reparaturen um 10 % gegenüber dem Vorjahr zugenommen. Weitere 156 Reparaturen mußten von den Herstellerfirmen vorgenommen werden.

Zu den bisher vorhandenen 35 Anlagen mit 100 Meßstellen zur Pegel- und Luftüberwachung in den verschiedenen Instituten und Abteilungen, die von der Abteilung Strahlenschutz und Sicherheit betreut werden, wurde im Jahre 1972 eine fahrbare Alpha-Beta-Pseudokoinzidenz-Aerosolmeßstelle als Ersatzgerät angeschafft. Bei der Abteilung Dekontaminationsbetriebe wurden innerhalb von 4 Tagen zwei Zählrohr-Meßstellen installiert, was nur durch kompletten Eigenbau möglich war. Der häufige Ausfall der Rauchgasmeßstelle der Veraschungsanlage zwang zu einer Verlegung der Ansaugstelle. Weiterhin wurden 17 Pumpen von Luftüberwachungsanlagen durch zuverlässigere und geräuschärmere Typen ersetzt. Ungefähr 130 kleinere Reparaturen mußten an Luftüberwachungsanlagen vorgenommen werden.

Schließlich seien noch die Zählrohr-Monitoranlage zur Umgebungsüberwachung im Kernfor-

schungszentrum mit 30 Meßstellen, die telefonisch abfragbaren Zählrohrstationen mit 8 Meßstellen und weitere 6 Zählrohrmeßstellen auf dem Dach des eigenen Gebäudes und am meteorologischen Mast erwähnt, deren Instandhaltung einen nicht unbeträchtlichen Arbeitsaufwand erforderte. Hochdosis-Meßköpfe wurden hierfür als Ersatz gefertigt.

Die Betreuung elektronischer Anlagen durch die Abteilung Strahlenschutz und Sicherheit beginnt oft schon vor der Beschaffung mit der Beratung über das jeweils zweckmäßigste Meßverfahren und die Geräteauswahl. So wurden z. B. im Jahre 1972 dem Institut für Heiße Chemie ein beschaffungsreifer Vorschlag für eine Anlage zum Nachweis von Uran in Wasser gemacht, die Heißen Zellen und das Institut für Heiße Chemie wurden bei der Neuanschaffung von Raumluft-Überwachungsanlagen, das Institut für Radiochemie beim Umbau der vorhandenen Gasmeßstellen beraten, und das Institut für Experimentelle Kernphysik erhielt ein Angebot für eine Anlage zur Messung von Tritium in Helium.

Gerätetyp	Routineprüfung und Kalibrierung	Reparatur und Kalibrierung	Gesamtzahl der Kalibrierungen
Jordankammer	171	25	196
Graetz X-10	20	2	22
" X-50	141	15	156
" X-500	18	1	19
" X-1000	6	-	6
Total 6150	65	3	68
" 6112	63	5	68
Frieseke FH 40	5	-	5
Neutronenmeßgeräte	18	8	26
Babyline	8	-	8
Sonstige Geräte	27	3	30
Neubeschaffte Geräte:			
Herfurth H 1339B		-	24
Taschenwarngeräte		-	15
Stabdosisimeter		-	115
Insgesamt	542	62	758

Tab. 45: Wartungsarbeiten an Dosisleistungsmeßgeräten im Jahre 1972

5.2 Einfluß der Zählgaszusammensetzung auf die Eigenschaften von Durchflußzählern

J. Bogen, A. Schmitt

Das Verhalten von Durchflußzählern bei Betrieb mit Argon-Methan-Gasgemischen der Zusammensetzung 90 % Ar + 10 % CH₄ und 96 % Ar + 4 % CH₄ wurde untersucht. Ein nur 4 % iger CH₄-Anteil könnte von Bedeutung sein, wenn für spezielle Anwendungsorte auch die theoretische Möglichkeit der Bildung eines explosiven Methan-Luft-Gemisches ausgeschlossen werden muß. Mit den im Routinestrahlschutz eingesetzten Detektoren (FH 407 G1; FHT 650 F; FH 407 M; DDA 600; DDD 700; LB 6305) wurden α - und β -Plateaus mit beiden Gasgemischen aufgenommen. Beim Betrieb mit 96 % Ar + 4 % CH₄ sind die Plateaus etwas kürzer und bei β -Strahlung um maximal 100 V zu niedrigeren Einsatzspannungen verschoben. Diese in HFK-Monitoren, Luftüberwachungsanlagen und Kontaminationsmonitoren eingesetzten Detektoren können, unter

Berücksichtigung der möglicherweise zu ändernden Arbeitspunkte, mit jedem der beiden Zählgasgemische betrieben werden.

Bei dem zur ^{239}Pu -Bestimmung in der Lunge zur Verfügung stehenden Proportionalzähler (MZ 150/300/3) zeigte sich aufgrund des geringeren Anteils mehratomiger Gase mit dem Zählgas 96 % Ar + 4 % CH₄ eine etwa doppelt so große Gasverstärkung als mit 90 % Ar + 10 % CH₄. Die Energieauflösung im Bereich der 14 keV U-L_α-Strahlung erlaubte beim Betrieb mit 96 % Ar + 4 % CH₄ nicht mehr die Trennung dieser Linie von der 17 keV U-L_β-Strahlung. Die Nulleffektzählrate lag bei 96 % Ar + 4 % CH₄ um etwa 10 % über dem Wert, der sich mit 90 % Ar + 10 % CH₄ ergab. Somit liefert das Zählgas 90 % Ar + 10 % CH₄ bei der Spektroskopie von Röntgenstrahlung eindeutig bessere Ergebnisse.

5.3 Elektronische Entwicklungen

5.3.1 *Digitales log-Ratemeter DR-72*

H.-G. Röber, A. Schmitt

Beim Strahlenschutz des Kernforschungszentrums Karlsruhe sind drei fahrbare Filterband-Aerosolmonitore NMC Modell AM-3A im Einsatz, die eine sehr gute Gamma-Abschirmung und eine robuste Mechanik besitzen. Ihre Röhrenelektronik ist jedoch veraltet und stör anfällig. Ein Ersatz durch die üblichen Bausteine in NIM-Technik wäre sehr teuer. Daher lohnte sich die Entwicklung einer neuen Elektronik, die so ausgelegt wurde, daß die vorhandenen Schreiber mit der ungebräuchlichen Papierunterteilung von 50 Imp/min bis 50 000 Imp/min weiter verwendet werden können.

Die Meßanordnung besteht aus zwei Teilen:

- dem Meßkopf mit dem Beta-Gamma-Halogenzählrohr VALVO 18546, der Eingangsschaltung mit Impulsformer und einstellbarer Schwelle,
- einem 19"-Einschub mit einem neuartigen logarithmischen Ratemeter, Schreiberanpassung, digitaler Alarmschwelle, Hochspannungserzeuger und Netzteil.

Das digitale log-Ratemeter arbeitet wie folgt (Abb. 33). Die Impulse vom Meßkopf gelangen in einen 3-dekadischen Voruntersetzer, dessen Untersetzungsverhältnis entsprechend der Höhe der Impulsrate automatisch umgeschaltet wird. Nun folgt der eigentliche Zähler mit 2 Dekaden. Jeder Überlaufimpuls wird vom Potenzzähler gezählt und sorgt auch für die automatische Umschaltung des Voruntersetzers. Am Ende einer Meßperiode zeigt der Potenzzähler die Zehnerpotenz des Meßwertes, die durch den zugehörigen Digital-Analog-Wandler in eine entsprechende Spannung umgewandelt wird. Die erste Stelle des 2-dekadischen Zählers wird einem weiteren Digital-Analog-Wandler direkt zugeführt. Dessen Summierwiderstände sind logarithmisch abgestuft, so daß die Ausgangsspannung der ersten Stelle der Mantisse entspricht. Die zweite Stelle der Mantisse wird durch eine Interpolationslogik auf besser als 2,5 % angenähert. Sie besteht aus einem Untersetzer, dessen Untersetzungsverhältnis von der ersten Stelle der Mantisse gesteuert wird. Untersetzungsverhältnisse 1:1; 2:1; 3:1; 4:1; 5:1 sind hierbei möglich. Das endgültige Ausgangssignal wird vom Summierverstärker gebildet.

Die Zeitsteuerung aller Zähler geschieht mit einer festen Taktfrequenz von 1 min^{-1} , die aus der Netzfrequenz abgeleitet wird. So erfolgt die Anzeige direkt in Imp/min. Zur Anpassung an die ungebräuchliche Papierunterteilung der vorhandenen Schreiber können Nullpunkt und Verstärkung des Summierverstärkers in weiten Grenzen verändert werden.

Die digitale Alarmschwelle erhält ihre Auslösesignale vom 2-dekadischen Zähler und vom Potenzzähler. Die Einstellung kann über Schiebeschalter im Gerät mit zwei Stellen und der

Zehnerpotenz innerhalb des ganzen Meßbereiches gewählt werden. Die Hochspannungserzeugung und die stabilisierte Netzversorgung bieten keine Besonderheiten.

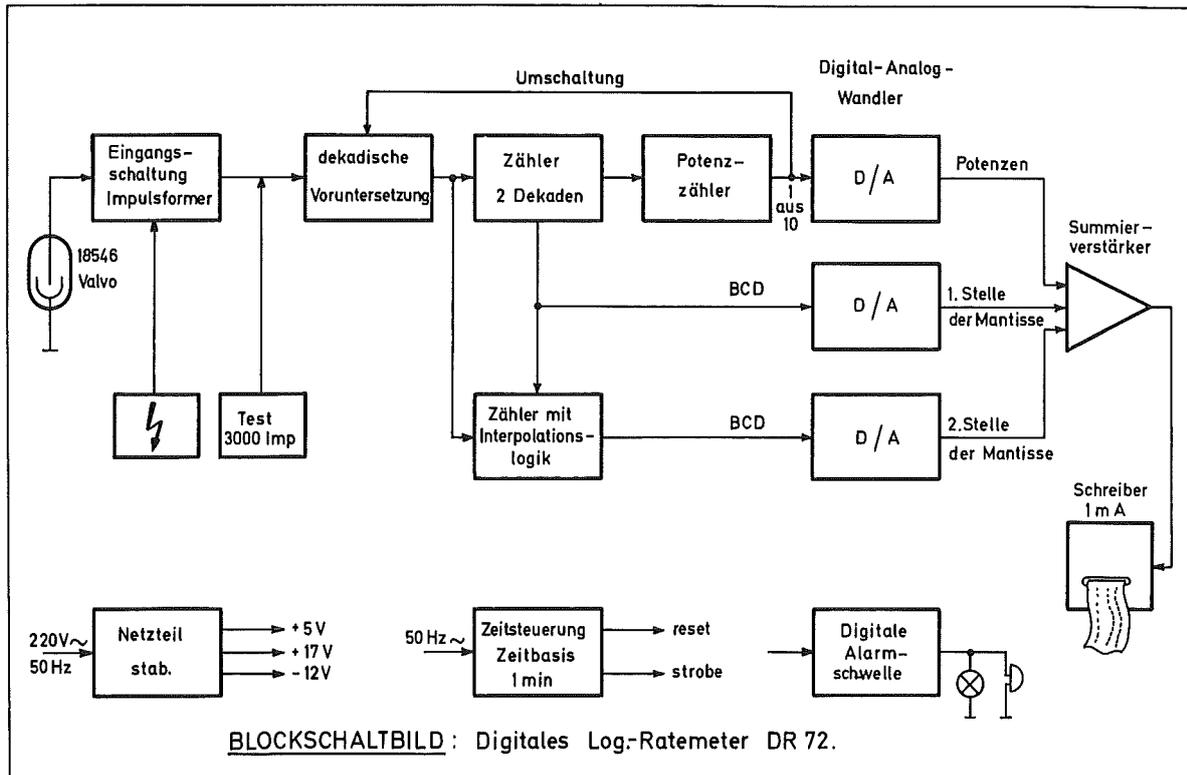


Abb. 33: Digitales log-Ratemeter

Die ganze Schaltung ist weitgehend aus integrierten Schaltkreisen in TTL-Logik auf einer einzigen Platine aufgebaut.

5.3.2 Digitale Schwelle DS-72 für Alarm- und Störmeldung

H.-G. Röber, A. Schmitt

Die im Kernforschungszentrum Karlsruhe eingesetzten Festfilter-Aerosolmeßstellen besitzen meist lineare Ratemeter mit einem Schreiber Ausgang von 0 bis 10 Volt. Die Schreiberspannung wird auch den nachgeschalteten Zweifach-Analogschwellen zugeführt, welche die Alarm- und Störmeldungen liefern und auf den gewünschten Prozentsatz des Skalenendwertes eingestellt werden. Diese Verkopplung von Ratemeteranzeige und Schwellen hat zwei Nachteile:

- beim Umschalten des Ratemetermeßbereiches ändern sich auch die Schwellen;
- die Ansprechgenauigkeit der Schwellen ist nicht besser als der statistische Fehler der Anzeige. Auch relativ große Zeitkonstanten der Ratemeter von 100 oder 300 s geben bei niedrigen Impulsraten keinen genügend kleinen statistischen Fehler, um im Dauerbetrieb Fehlalarme auszuschließen.

Bei der α -Abluftmessung muß die Alarmschwelle so niedrig eingestellt werden, damit die in der 1. SSVO festgelegten Konzentrationswerte nicht im Dauerbetrieb emittiert werden. Kurzzeitige Emissionen höherer Konzentration sind im Rahmen des Abluftplanes zulässig. Es ist also möglich, die Ansprechgenauigkeit der Schwellen durch digitale Zählung der Detektorimpulse über eine längere Meßzeit, z. B. über 1 000 s, merklich zu verbessern.

Sieht man eine kombinierte Zeit- und Impulsvorwahl vor, so wird bei plötzlicher hoher Emission der Alarm sofort ausgelöst. Die Störmeldung, die mit Analogschwellen bei niedrigen Impulsraten besonders anfällig gegen schlechte Statistik ist, läßt sich bei digitaler Zählung einfach und sicher gestalten: Werden z. B. in einem zweiten Vorwahlzähler während einer Meßzeit von 100 s nicht wenigstens 4 Impulse gezählt, so liegt sicher Geräteausfall vor.

Der Aufbau von solchen digitalen Schwellen aus Bausteinen der gebräuchlichen NIM-Elektronik wäre umständlich und teuer. Daher wurde die Digitale Schwelle DS-72 entwickelt, die sich durch zweckmäßige Dimensionierung und durch die Verwendung von integrierten Schaltkreisen relativ einfach aufbauen ließ. Sie ist so ausgelegt, daß die Alarmschwelle zwischen 1 bis 99 Imp/s gewählt werden kann. Die Taktzeit für die Alarmschwelle wurde auf 1 000 s festgelegt, für die festeingestellte Störschwelle auf 100 s.

Das Blockschaltbild (Abb. 34) zeigt, wie die Eingangsimpulse in einer Umkehrstufe von der ESONE-Norm auf TTL-Pegel umgeformt werden und über eine Voruntersetzung von 1 000:1 auf einen 2-dekadischen Vorwahlzähler gelangen, der beim Überschreiten der vorgewählten Impulszahl sofort Alarm auslöst. Da die Meßzeit zu 1 000 s und die Voruntersetzung mit 1 000:1 festgelegt wurden, zeigt der Wahlschalter die Einstellung der Alarmschwelle direkt in Imp/s an.

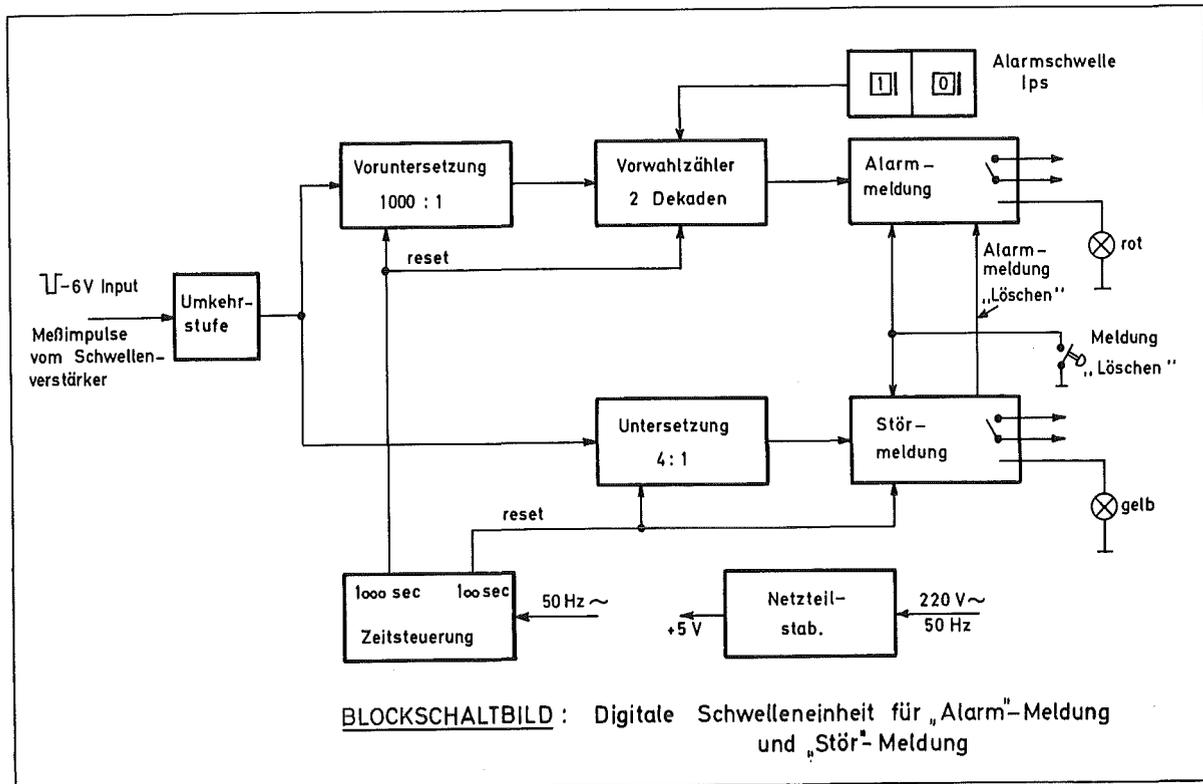


Abb. 34: Digitale Schwelleneinheit

Die festeingestellte Störschwelle besteht aus einem Unter-setzer 4:1, einem D-Flip-Flop und einem Speicher-Flip-Flop. Sind während der Taktzeit von 100 s wenigstens 4 Impulse eingetroffen, so kippt das D-Flip-Flop und verhindert, daß der Taktimpuls das Speicher-Flip-Flop kippt und die Störmeldung auslöst. Die Nullsetzung des Unter-setzers durch den Taktimpuls geschieht mit 10 ms Verzögerung, um eine Störung des Auslösevorganges zu vermeiden.

Alarm- und Störmeldungen werden durch Lampen angezeigt und über Relais als Kontaktschluß

potentialfrei abgegeben. Sie sind selbsthaltend und können nur über die Löschtaste gelöscht werden. Liegt eine Störmeldung vor, so wird sofort die Alarmmeldung verriegelt, damit nachträglich auftretende Störimpulse nicht zusätzlich einen Alarm vortäuschen können.

Die Digitale Schwelle DS-72 wurde als Einschub in ESONE-Norm aufgebaut und mit einer eigenen Netzversorgung ausgestattet. So kann sie in der vorhandenen Anlage gegen die bisher verwendeten Analogschwellen ausgetauscht werden.

5.3.3 Taktgeber TG-72

H.-G. Röber, A. Schmitt

Gewünscht war der Anschluß eines vorhandenen XY-Schreibers Moseley Modell 2D-2 an einen Vielkanalanalysator Nuclear Data Modell 4410. Dies ist nicht ohne weiteres möglich, da der Vielkanalanalysator nur für die Ausgabe über einen XY-Plotter ausgelegt ist und für die Kanalfortschaltung einen "Complete-Impuls" vom Plotter benötigt. Der neu entwickelte Taktgeber TG-72 simuliert diese "Complete"-Impulse.

Im Prinzip ist der Taktgeber ein freischwinger RC-Generator. Die Forderungen, die er erfüllen muß, sind einmal durch den Vielkanalanalysator gegeben, der Complete-Impulse von + 6 V Amplitude und mindestens 1 Mikrosekunde Dauer benötigt. Seine Impulsfrequenz muß aber auch so langsam sein, daß der XY-Schreiber dem aufzuzeichnenden Spektrum folgen kann.

Die Einstellzeit des XY-Schreibers für einen Sprung von Null auf Vollausschlag beträgt rund 0,5 Sekunden. Die langsamste Frequenz für die Kanalfortschaltung wurde daher zu 2 Hz festgelegt. Wollte man damit z. B. ein Spektrum mit nur 512 Kanälen aufzeichnen, so würde man dazu über 4 Minuten benötigen. Peaks, die sich über das ganze Papierformat erstrecken, kommen aber selten vor. So kann man meist ohne Verzerrung schneller schreiben, und hierzu wurde eine Umschaltung auf 4 Hz und auf 8 Hz vorgesehen.

Nun kann es weiterhin vorkommen, daß man eine Aufzeichnung unterbrechen möchte, z. B. wegen einer Fehleinstellung oder weil ein Teil des Spektrums nicht interessiert. Der Vielkanalanalysator ist aber so eingerichtet, daß dies erst möglich ist, wenn die Adresse bis zum letzten Kanal des Kernspeichers fortgeschaltet ist. Mit den langsamen Geschwindigkeiten von nur einigen Kanälen pro Sekunde müßte man unnötig lange warten. Daher wurde beim Taktgenerator weiterhin eine Umschaltung auf 800 Hz vorgesehen.

Die Schaltung besteht aus einem stabilen RC-Generator, der mit 800 Hz schwingt, von dem über Untersetzerstufen 8, 4 und 2 Hz abgeleitet werden. Über zweckmäßig angeordnete Gatterschaltungen mit Speicher-Flip-Flops wird erreicht, daß immer nur eine dieser Frequenzen am Ausgang anliegt. Die gewünschte Frequenz wird über Drucktasten gewählt und von Lampen angezeigt. Bei Spektren, die peaks über die ganze Papierbreite aufweisen, wählt man eine Kanalfortschaltung mit 2 Hz, sind die peaks kleiner als ein Viertel des Papierformats, so wählt man 8 Hz. Eine Umschaltung während des Ausschreibens ist möglich. Will man den Aufzeichnungsvorgang beenden, so drückt man die Taste für 800 Hz. Läßt man diese Taste wieder los, so springt der Taktgenerator auf die zuletzt gewählte Frequenz zurück.

Der Taktgenerator TG-72 ist aus integrierten Schaltkreisen auf einer Platine in einem 1/12-NIM-Einschub aufgebaut und erhält seine Versorgung von einem Oberrahmen des Vielkanalanalysators. Normalerweise wird er mit dem Vielkanalanalysator eingeschaltet und braucht nicht bedient zu werden.

6. Theoretische Behandlung von Strahlenschutzfragen

6.1 Abschirmung der Heißen Zellen zur Verfestigung hochradioaktiver Abfälle (VERA-II)

W. Hübschmann, D. Nagel, D. Papadopoulos

Für den der neuen Aufgabenstellung angepaßten Entwurf der Heißen Zellen zur Verfestigung hochradioaktiver Abfälle der Abteilung Dekontaminationsbetriebe wurde die Abschirmung berechnet. Neben den Forschungs- und Entwicklungsarbeiten soll diese Anlage auch einen bestimmten Durchsatz von Abfällen der WAK bewältigen. Die Anordnung der Anlagekomponenten in den Heißen Zellen V1 und V4 zeigt Abbildung 35. In Tabelle 46 sind die Strahlenquellen der neuen Anlagekonzeption (VERA-II) der der alten (VERA) (Jahresbericht der Abt. Strahlenschutz und Sicherheit 1970, KFK 1365, S. 143) gegenübergestellt. Tabelle 46 zeigt, daß die maximale Aktivitätskonzentration der Behälter zwar gleich geblieben ist, daß jedoch die Volumina z. T. erheblich gestiegen sind. Insbesondere ist eine höhere Anzahl von Glasblöcken unterzubringen.

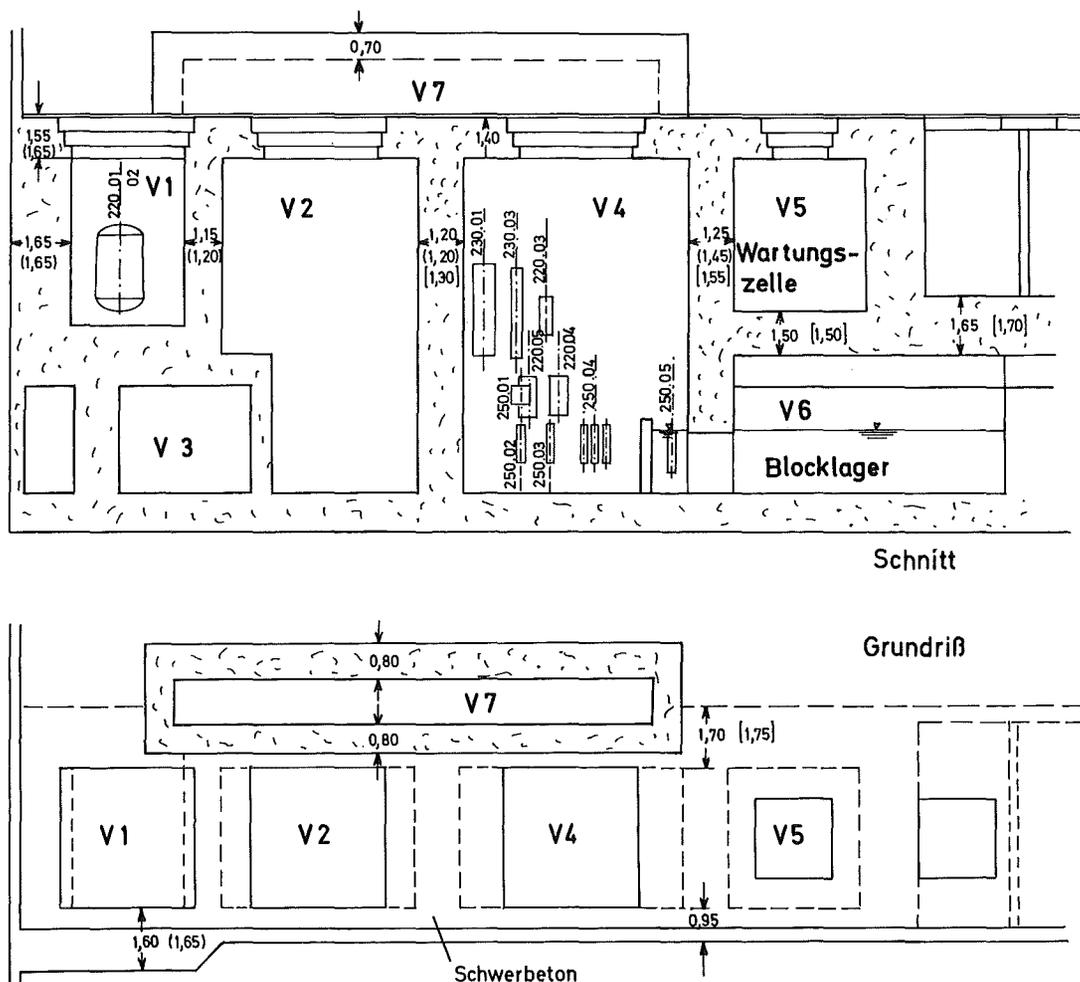


Abb. 35: VERA - II Maße in Metern

Raum	Behälter	Aktivität bzw. spez. Aktivität	Volumen in l VERA	VERA II
Sammelzelle V1	Eingangsbehälter } Denitriereinheit }	$4,5 \cdot 10^3$ Ci/l	3 000	5 000
Waschzelle V2	Waschflüssigkeitsbehälter } Abfallsammelbehälter }	1 Ci/l	3 450	900
	Verdampfer	10 Ci/l		2 500
	Kondensatorbehälter	10^{-3} Ci/l		2 700
V3	Verdampfer	1 Ci/l		10 000
Zentralstelle V4	Denitriereinheit } Prozeßbehälter }	$4,5 \cdot 10^3$ Ci/l	385	600
	Schmelzofen } Kokillenofen }	$25 \cdot 10^3$ Ci/l	67	600
	Temperofen } Meßplatz }			
	Kalzinator	$6 \cdot 10^4$ Ci	570	570
	Filter	$12 \cdot 10^4$ Ci	70	70
Blocklager V6	Glasblock	$2,5 \cdot 10^4$ Ci/l	380	4 800
Abgasreinigung V7	Filter	100 Ci		
	Gebälse	1 Ci/l		200

Tab. 46: Gegenüberstellung der Strahlenquellen in VERA und VERA II

Den Abschätzungen des Spaltproduktinventars liegen folgende Annahmen zugrunde:

Abbrand der aufgearbeiteten Brennelemente	28 MWd/kg
Kühlzeit	150 d
Sammelzeit	ca. 2 a
Sammel- und Abklingzeit	1 000 d

Folgende Grenzwerte der Dosisleistung sollen nicht überschritten werden:

Bedienungsflur, Interventionsraum	1 mrem/h
Wartungszelle	10 mrem/h
von Zelle zu Zelle	100 mrem/h

Die Berechnung der Dosisleistung in der Umgebung der Anlagekomponenten war für zylindrische Strahlenquellen durchzuführen, die durch ebene Wände abgeschirmt werden. Dafür steht ein Rechenmaschinenprogramm GAMAZ 1 (Berechnung der Gamma-Dosisleistung an der Oberfläche einer mehrschichtigen Abschirmung für Zylindergeometrie) zur Verfügung. Die berechneten Wandmaße sind in Abbildung 35 eingetragen. Bei den angegebenen Werten handelt es sich um konservative Abschätzungen.

Als Abschirmung der Vorderseite des Raumes V4 ist eine Schwerbetonwand vorgesehen. Bei einer Wandstärke $l = 91,5$ cm soll die Dosisleistung hinter der Wand $D \leq 1$ mrem/h sein. Um die notwendige Dichte des Betons zu ermitteln, wurden für drei verschiedene Dichten die Funktionen $D = f(l)$ berechnet. Abbildung 36 gibt den Verlauf $D = f(l)$ mit ρ_B als Parameter wieder. Durch Interpolation erhält man die notwendige Betondichte:

$$\rho_B \geq 4,45 \text{ g/cm}^3$$

Weitere Berechnungen wurden für einen eventuellen Zwischenfall (Auslaufen der Behälter, Versetzen o.a.m.) durchgeführt; die Räume V1 und V4 wurden als ausgefüllt mit einer Spaltproduktlösung der Dichte $\rho_f = 1,25$ bzw. $\rho_f = 3,00$ g/cm³ und der spezifischen Aktivität $c = 4,5$ bzw. $c = 25$ Ci/cm³ angenommen. Da das Rechenprogramm GAMAZ 1 eine Abschirmung in zylindrischer Geometrie berechnet, wurde an Stelle der rechteckigen Füllung eine größere aktive Masse derselben Dichte und spezifischen Aktivität in Form eines Zylinders gesetzt. Die Rechnung hat gezeigt, daß die Dosisleistung unabhängig von den Dimensionen des Zylinders ist, wenn sein Radius größer als ca. 200 cm und seine Höhe größer als ca. 250 cm ist (das ist eine Folge der Selbstabsorption der aktiven Masse). Für den Raum V6 wurde die notwendige Wandstärke für die vorgegebene Dosisleistung ohne Wasserabschirmung berechnet. An Stelle der auf dem Boden stehenden Blöcke mit der spezifischen Aktivität 25 Ci/cm³ und der Dichte 3,00 g/cm³ wurde eine größere aktive Masse mit den spezifischen Eigenschaften der Blöcke angenommen. In Abbildung 35 findet man die notwendigen Wandstärken für die vorgegebenen Dosisleistungen (in runden Klammern für $c = 4,5$ Ci/cm³ und in eckigen Klammern für $c = 25$ Ci/cm³).

Aus dem Vergleich der verschiedenen Wandstärken folgt:

Unter den obigen verschärften Annahmen ist eine Verstärkung der Wanddicke um 5 bis 10 cm erforderlich. Lediglich die Annahme, daß Zelle V4 mit der Masse der Glasblöcke ausgefüllt ist, führt zu wesentlich größeren Wandstärken.

6.2 Endlagerung abgebrannter THTR-Brennelemente

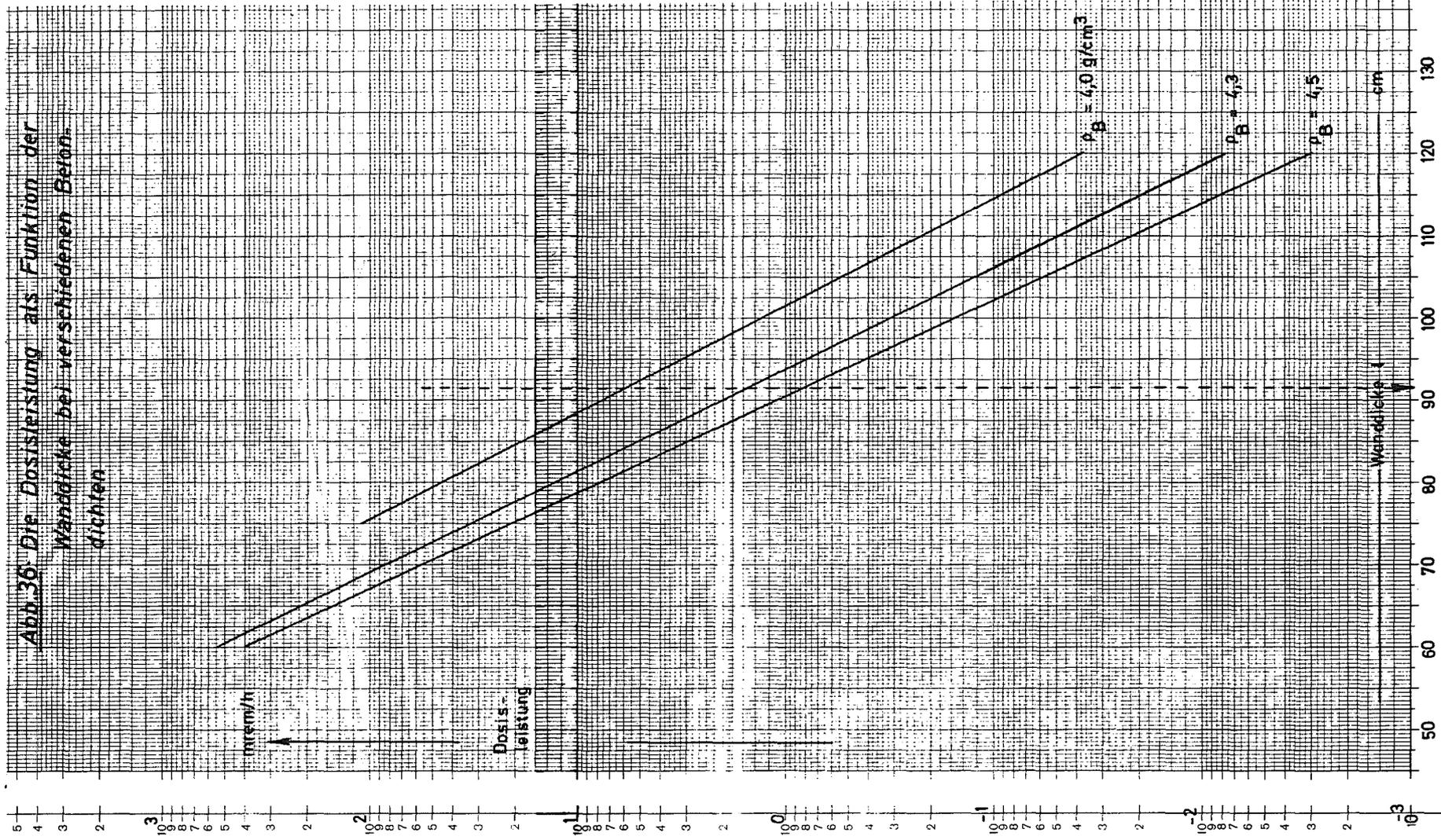
W. Comper

Aufgrund modifizierter Materialspezifikationen ergeben sich neue Gesichtspunkte, die eine Überarbeitung der früher durchgeführten Rechnungen verlangen. Es wurden folgende Lager-Geometrien untersucht:

- Kugelförmige Kaverne
- Zylinderförmige Kaverne
- Unendlich langer Zylinder (als Bohrloch gedacht)
- Platte mit rechteckiger oder kreisförmiger Grundfläche.

In diesem Volumen sind die Brennelement-Kugeln jeweils dicht gepackt (26 % Leervolumen). Um den unterschiedlichen Abbrand der Kugeln zu berücksichtigen, wurden 4 verschiedene Material- und Nuklid-Mischungen berechnet. Eine der Mischungen enthält auch frische Kugeln. Als weitere Variante wird untersucht, daß das Brennelementlager mit Wasser geflutet wird.

Abb. 36 Die Dosisleistung als Funktion der Wanddicke bei verschiedenen Betondichten



Alle Geometrien wurden eindimensional nachgebildet; die Leckage in der abseparierten Richtung wurde durch ein gruppenunabhängiges Buckling beschrieben. Da die Systeme gut modifiziert sind, wurde die Kritikalität mit einer Diffusionsrechnung bestimmt.

Abb. 37 zeigt als Beispiel die k_{eff} -Werte der 4 Materialmischungen für einen unendlich langen Zylinder. Erst bei Zylinderabmessungen von über 1,5 m Durchmesser erreichen diese einen kritischen Bereich. Die einzelnen Mischungen unterscheiden sich bei dieser Geometrie nicht sehr stark.

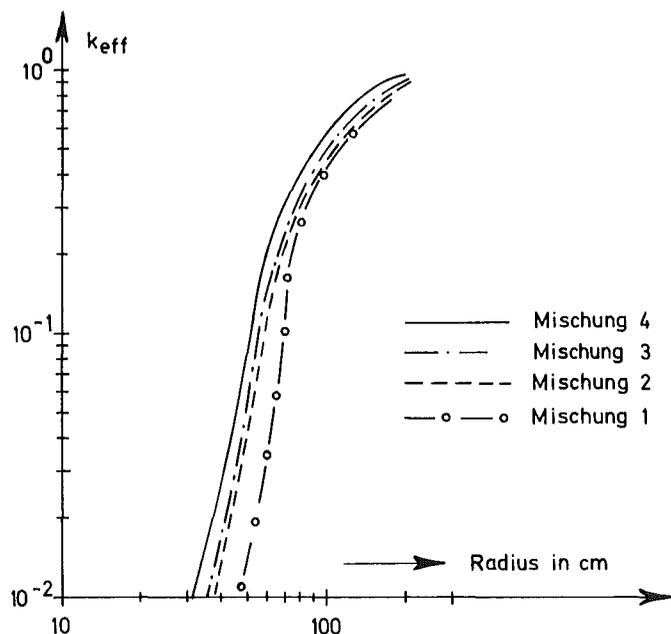


Abb.37: k_{eff} -Wert des unendlich langen Zylinders mit Mischungen in trockener Lagerung

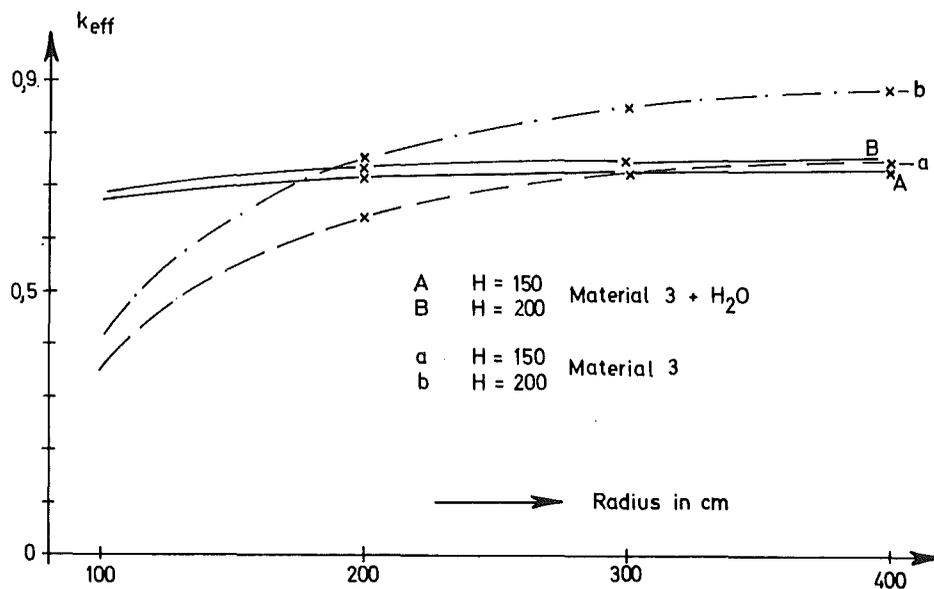


Abb.38: k_{eff} der Mischung 3 in Zylindergeometrie

In Abbildung 38 ist die Kritikalität der Mischung 3 für trockene Lagerung mit derjenigen im gefluteten Zustand verglichen. Bei kleinen Behälterabmessungen sind die k_{eff} -Werte des gefluteten Systems größer als die des trockenen; umgekehrt bei großen Abmessungen. Dies ist eine Auswirkung der Erweichung des Neutronenspektrums bei Zugabe von Wasser. Bei kleinem Behälter dominiert die Abnahme der Leckage, bei großem Behälter die stärkere Absorption im Wasser. Eine Transportrechnung ergab kleinere k_{eff} -Werte, weil der Leckage-Anteil von ihr besser erfaßt wird. Der Streukern der Transportrechnung führt zu einer stärkeren Ausprägung einer Vorzugsrichtung des Flusses.

6.3 Dosisfaktoren radiologisch wichtiger Nuklide

W. Comper

Die Äquivalentdosis wird bei α - und β -Strahlung unter Zuhilfenahme von Dosisfaktoren berechnet. Der Dosisfaktor stellt eine Beziehung her zwischen der Organdosis und dem Zeitintegral der Konzentration eines Radionuklids in der Luft.

Die Inkorporation der Radionuklide kann durch Inhalation, Ingestion und Aufnahme durch die Haut erfolgen. Die inkorporierten Radionuklide verteilen sich im allgemeinen auf mehrere Organe. Die Menge der abgelagerten Aktivität wird durch das metabolische Verhalten der radioaktiven Stoffe bestimmt. Die biologischen und radiologischen Daten bestimmen den Dosisfaktor g . Dieser wurde in [6] für verschiedene Nuklide und für folgende Organe bestimmt: Ganzkörper, Knochen, Lunge, Leber, Nieren, Milz, Schilddrüse, Magen-Darm-Trakt. Außerdem sind der Selektionsfaktor f_a , die effektive Energie und die effektive Halbwertszeit der einzelnen Nuklide zusammengestellt. Die Dosisfaktoren sind für Erwachsene angegeben; für andere Altersklassen läßt sich der Faktor durch Variation der Organmasse und der Atemrate bestimmen. Die Berechnung der äußeren Ganzkörperbelastung kann in erster Näherung mit dem Submersionsmodell durchgeführt werden. Die Dosisfaktoren zur Berechnung der β - und γ -Belastung sind in Tabellen zusammengefaßt.

6.4 Herzschrittmacher-Kapsel

W. Comper

Im Rahmen der Zusammenarbeit mit dem Projekt Aktiniden wurde die Aufgabe gestellt, die Strahlenbelastung einer Pu-Kapsel, s. Abbildung 39, die zur Energieversorgung von Herzschrittmachern vorgesehen ist, zu berechnen.

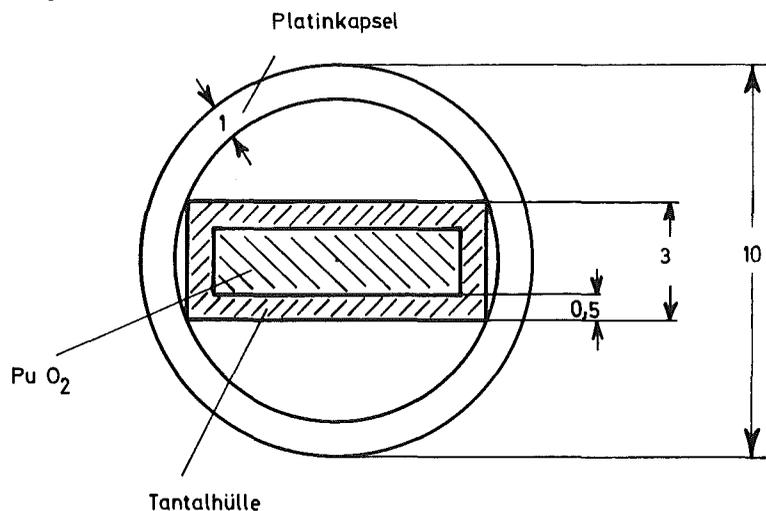


Abb. 39 Pu-Kapsel für Herzschrittmacher
Maße in mm

Das zur Verfügung stehende Pu-Gemisch hat folgende Zusammensetzung:

Pu-238	79,7 at %
Pu-239	17,0 " "
Pu-240	2,9 " "
Pu-241	0,3 " "
Pu-242	0,1 " "
Pu-236	$1,2 \cdot 10^{-4}$ at %

Der Pu-Gehalt der Kapsel beträgt etwa 200 mg.

Die durchdringende γ -Strahlung wird im wesentlichen durch den Gehalt an ^{236}Pu und dessen Tochternuklide bestimmt. Neutronenstrahlung erhält man durch Spontanspaltung, Spaltung durch schnelle Neutronen sowie über (α, n) -Reaktionen an leichten Kernen, vor allem ^{18}O .

Da zunächst PuO_2 als Brennstoff vorgesehen ist, soll der Gehalt an ^{18}O niedrig gehalten werden; es wird angestrebt, die Neutronen-Emission durch Austausch mit ^{16}O etwa auf den Anteil der Spontanspaltung zu reduzieren. Zu berechnen waren die Neutronen- und Gamma-dosisleistung durch ^{238}Pu , ^{236}Pu und (α, n) -Reaktionen, ferner der ^{236}Pu -Gehalt als Funktion des Alters der Quelle.

Der Körper wurde als nur aus H_2O bestehend angenommen; damit sind die Dosisraten etwas überschätzt. Die Neutronendosisrate wurde durch Removal-Diffusions-, Transport- und Removal-Rechnung ermittelt (die ersteren beiden Verfahren in ebener Geometrie). Die Transportrechnung liefert die größte Dosisleistung, da die energiereichen Gruppen gegenüber der Removal-Diffusionsrechnung überwiegen; das letztere Rechenverfahren führt zu höheren thermischen Anteilen. Abbildung 40 zeigt die Neutronendosisleistung aus der Transportrechnung und die Gammadosisleistung aus einer Diffusionsrechnung in zylindrischer Geometrie.

6.5 Behälter für radioaktiven Abfall

6.5.1 Pu-Konzentratbehälter

W. Comper

Ein Konzentratbehälter der Bituminieranlage im Bau 545 der ADB enthält Brennstoff (vorwiegend Pu-Isotope) und Spaltprodukte in wässriger Lösung. Eine Kritikalitätsrechnung zeigte, daß bei den zu erwartenden Brennstoff-Konzentrationen der k_{eff} -Wert unter 0,2 liegt, wenn der Brennstoff homogen verteilt ist. Da die Möglichkeit nicht auszuschließen ist, daß sich Pu an den Gefäßwänden ablagert und kleine Körnchen zusammengeballt in die Lösung gelangen, war zu untersuchen, ob die vorliegende Meßeinrichtung den Neutronenfluß dieser Fremd-Quelle registriert. Zu diesem Zweck wurden die Kritikalität und der Neutronenfluß am Ort der - mit Paraffin abgeschirmten - BF_3 -Zählrohre für folgende Fälle berechnet:

- Pu ist in verschiedenen Konzentrationen homogen in der Lösung verteilt,
- in der wässrigen Pu-Lösung sind zusätzlich Pu-Körner verschiedener Masse und an verschiedenen Positionen eingelagert.

Die k_{eff} -Werte und die Neutronenflüsse wurden mit Diffusions- und Transportrechnung bestimmt. Es zeigt sich, daß die Empfindlichkeit der Zählrohre ausreicht, um ein Pu-Korn von 1,5 g an beliebiger Stelle im Behälter zu registrieren (siehe auch Kap. 4.1.5).

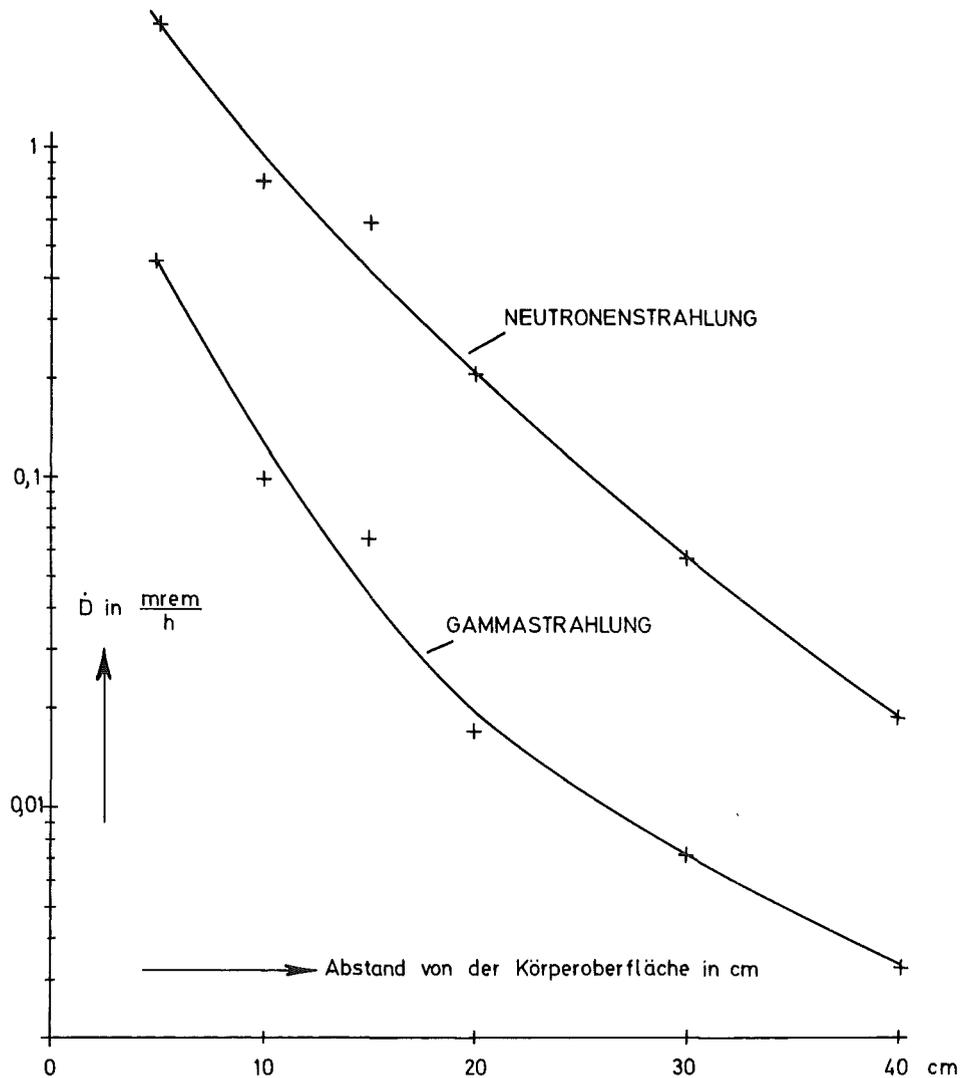


Abb.40: Äquivalentdosisleistung \dot{D} im Körper

6.5.2 Abschirmung eines Konzentratfasses

W. Comper

Ein Konzentratfaß ist mit in Bitumen fixiertem Verdampferkonzentrat - vorwiegend Spaltprodukte der WAK - gefüllt. Es wurde mit einem Alter der Spaltprodukte von 200 d gerechnet.

Eine Beton- bzw. Bleiabschirmung soll so bemessen sein, daß die Dosisrate 200 mrem/h an der Oberfläche oder 10 mrem/h in 1 m Abstand nicht übersteigt. Diese Werte werden mit ca. 70 cm Normalbeton ($\rho = 2,2$) oder mit ca. 52 cm Barytbeton ($\rho = 3,4$) erreicht; für eine Bleiabschirmung ergibt sich eine Dicke von 12 cm.

6.6 Aktivität und Wärmeerzeugung von Spaltprodukten

6.6.1 Aktivität und Nachwärme als Funktion der Zeit

W. Comper

In Erweiterung einer im Jahre 1971 durchgeführten Berechnung der Nachwärme wurde die

Wärmefreisetzung durch den Zerfall von Transuranen sowie von kurzlebigen Spaltprodukten einbezogen. (Die nach dem Abschalten neu gebildeten Spaltprodukte wurden nicht berücksichtigt.) Es zeigt sich, daß nur ^{239}U und ^{239}Np wesentliche Zerfallsleistungen aufweisen, s. Abbildung 41.

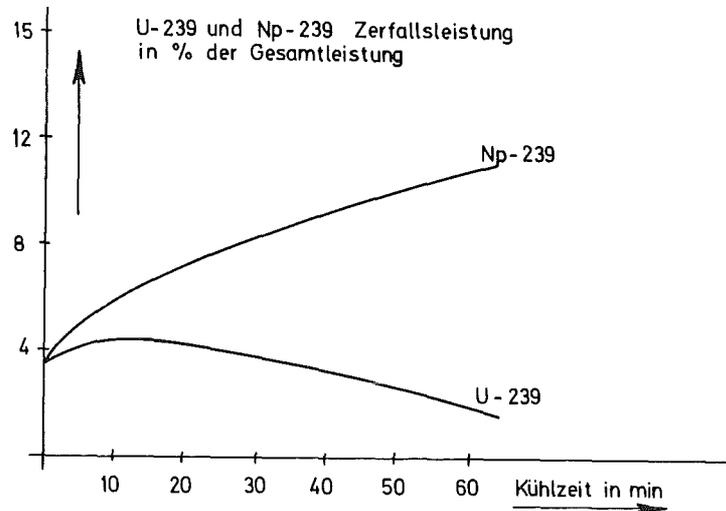


Abb.41 : Wärmeleistung

Die Zerfallsenergien der Spaltprodukte mit Halbwertszeiten < 100 s sind günstigstenfalls bis auf ± 10 % genau bekannt. Die β -Zerfallsenergien der ersten Nuklide in der Kette wurden, soweit noch nicht gemessen, aus der Massendifferenz der beim Zerfall aufeinanderfolgenden Kerne bestimmt.

Unsicherheiten in den Strahlungseigenschaften und Spaltausbeuten der einzelnen Nuklide führen dazu, daß die Literaturangaben über Nachwärme in den ersten Minuten nach dem Abschalten sich um 50 % und mehr unterscheiden. Eine Vergleichsrechnung mit β - und γ -Daten aus 3 verschiedenen Datensammlungen zeigte, daß sich bei gleichen Spaltausbeuten die Zerfallsleistungen noch bis zu 20 % unterscheiden. Für die Rechnung wurde angenommen, daß die gesamte Energie im Brennstoff absorbiert wird; das Rechenprogramm erlaubt aber, die γ -Entweichrate in zylindrischen Stäben zu bestimmen.

In den Abbildungen 42 und 43 sind für eine Reaktorleistung von 1 MW und eine Betriebsdauer von 1 a die Aktivitäten und die Zerfallswärme dargestellt.

6.6.2 Radiolytische Wasserstoffbildung

W. Comper

Bei der Endlagerung von Spaltprodukten entsteht durch Radiolyse Wasserstoff. Das zur

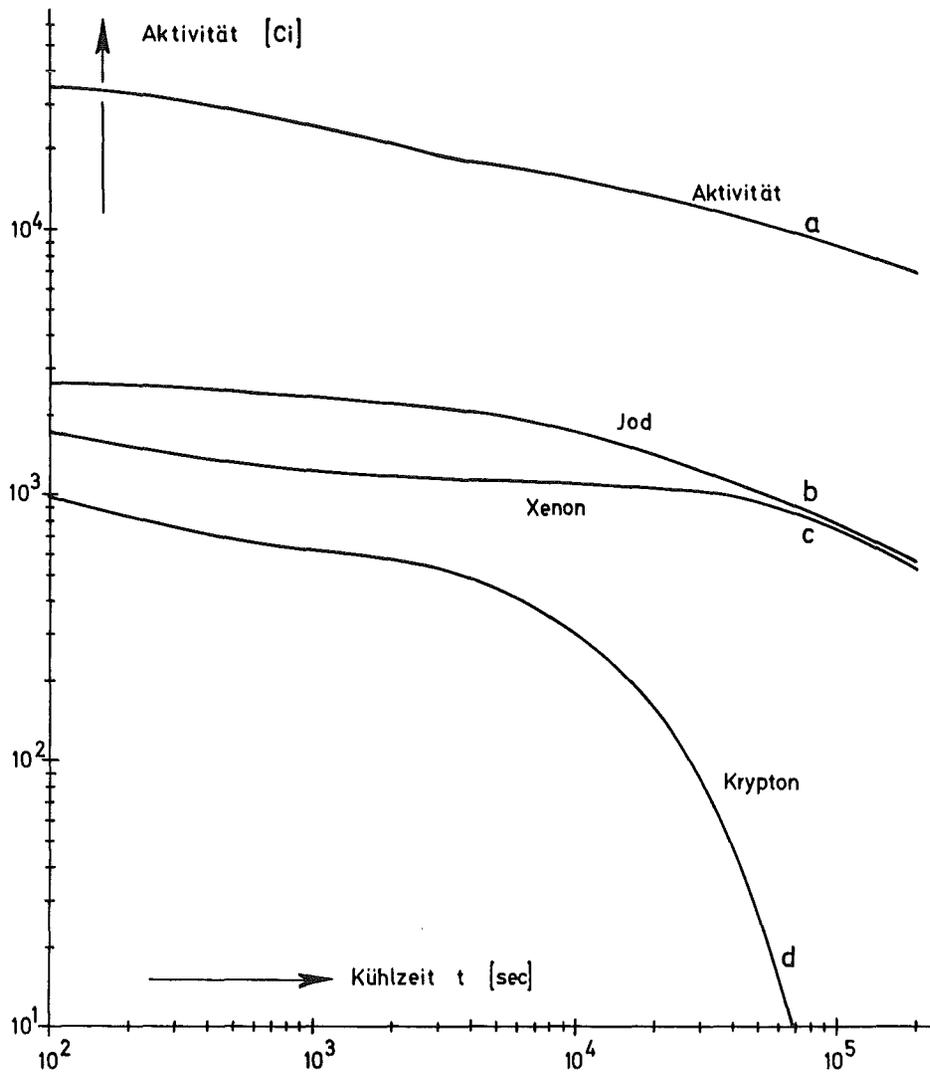


Abb.42: Aktivitätsverlauf als Funktion der Kühlzeit

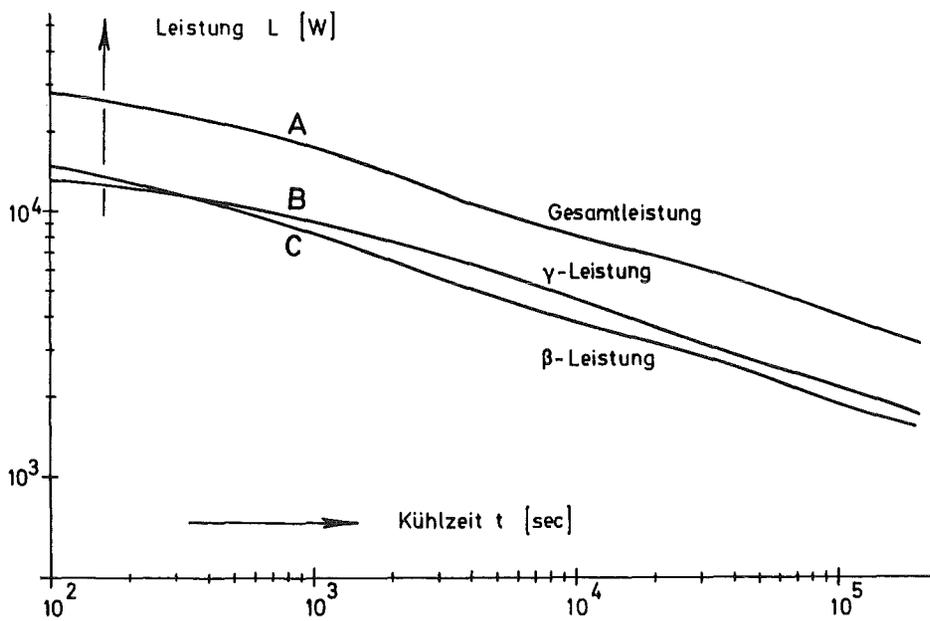
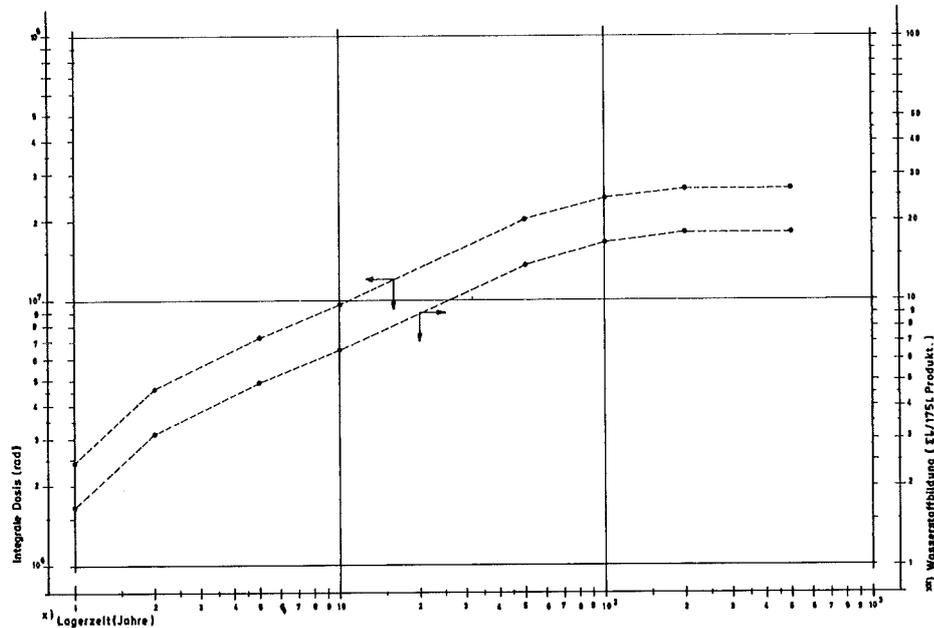


Abb.43: Nachwärmeleistung als Funktion der Kühlzeit

Berechnung der Spaltprodukte benutzte Programm wurde so erweitert, daß die Energieabsorption in den eingelagerten Fässern wie auch die durch diese bedingte radiolytische Gasproduktion bestimmt werden kann. In Abbildung 44 ist die absorbierte Strahlendosis und die ihr entsprechende Wasserstoffbildung bei der Endlagerung von Spaltprodukten in Bitumenfässern dargestellt. Die Aktivitätskonzentration betrug 1 Ci/l und das Alter der Spaltprodukte lag bei 0,5 Jahre.

Abb. 44: Absorbierte Strahlendosis und Wasserstoffbildung bei der Endlagerung von Bitumenprodukten.



6.6.3 Brennstoffproben

W. Comper

- Projekt FR 2/98

Für einen Brennstoffprüfling wurden die Aktivität und die Nachwärme als Funktion der Zeit berechnet.

Prüflingsleistung	1 W
Brennstoffart	^{235}U , ^{239}Pu
Bestrahlungszeit	4 Wochen

- Brennelement des SNR 300

Für ein Brennelement des SNR 300 mit einer Leistung von 5 MW wurde die Aktivität sowie die Restwärme getrennt für β - und γ -Strahlung als Funktion der Abklingzeit berechnet. Die Entweichrate der γ -Strahlung wurde bestimmt, um die effektive Absorption in Versuchsanordnung berechnen zu können.

- Kalorimeter

Zur Bestimmung der Restwärme in einem Kalorimeter wurden für 2 Brennstoffproben die β - und γ -Erwärmung sowie die Leckage der γ -Strahlung berechnet.

Brennstoff	UO_2 ; 2-3 % angereichert
Nennleistung	500 W/cm ³
Bestrahlungsdauer	1 a
Kühlzeit	30 min, 10 h.

Außerdem wurde eine Abschirmung berechnet, die bei beiden Proben die γ -Strahlung auf 1 % abschwächt.

7. Filterprogramm

J.G. Wilhelm, H.-G. Dillmann, J. Furrer, K. Gerlach

7.1 Entwicklung von Jodfiltern und Adsorbentmaterialien für Wiederaufarbeitungsanlagen

Zukünftige Wiederaufarbeitungsanlagen werden z. Z. für einen Brennstoff-Durchsatz von 1 500 t/a konzipiert. Derartige Anlagen können den Brennstoff für eine installierte Kernkraftwerksleistung von 45 GW_e aufarbeiten. Nimmt man an, daß dieser Brennstoff aus Leichtwasserreaktoren stammt, nach jeweils 2 Jahren Leistungsbetrieb entladen und nach einer Kühlzeit von 160 Tagen aufgearbeitet wird, ist mit einem Anfall von ca. $1,6 \cdot 10^9$ Ci ^{131}J pro Jahr zu rechnen. Setzt man eine zulässige Emission von 0,1 mCi ^{131}J pro Stunde voraus, also 0,88 Ci/a, muß ein Gesamtdekontaminationsfaktor von 1 800 für die Jodabscheidung in der oben genannten Wiederaufarbeitungsanlage mit Sicherheit erreicht werden. Dies entspricht einem Abscheidegrad von 99,95 %.

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

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

- Abscheidegrad \geq 99,99 %
- Große Kapazität der Jodfilter
- Dauerhafte Bindung des Jodes an das Adsorbentmaterial, so daß ein endlagerungsfähiges Produkt entsteht.

Die im Jahr 1972 durchgeführten Arbeiten betrafen vorwiegend den zukünftigen Einsatz des AgNO₃-imprägnierten Katalysatorträgers KTB in den Abgasfiltern von Wiederaufarbeitungsanlagen. Das Material wird jetzt von der Fa. Bayer, Leverkusen, als Versuchsprodukt hergestellt und unter der Bezeichnung AC-6120 angeboten. Im folgenden Text wird ausschließlich diese Bezeichnungsweise für das imprägnierte Produkt angewandt. Die Imprägnierung wird im Gegensatz zu früher in mg Ag pro g imprägniertes Adsorbentmaterial angegeben. Ergebnisse, die in vorhergehenden Arbeiten (J.G. Wilhelm, H. Schüttelkopf; Proc. of 11th AEC Air Cleaning Conf., CONF 700816, Dec. 70, p. 568-578; Jahresbericht 1971 der Abt. Strahlenschutz und Sicherheit, KFK 1365, S. 110-125; Lit (14); Lit. (39)) zu KTC und KTB veröffentlicht wurden, gelten ebenfalls dann für das anorganische Jodadsorbentmaterial AC-6120, wenn die AgNO₃-Imprägnierung ca. 7,5 Gew.% des Trägermaterials betrug und eine Korngrößenfraktion von 1 - 2 mm Durchmesser vorlag. Ein Vergleich der Abscheideleistung von Labor- und Fabrik-Chargen des Jodadsorbenters AC-6120 zeigte, daß bei gleichem Silbergehalt gleiche Abscheidegrade erreicht werden.

Die anwendungsorientierten Untersuchungen an AC-6120 bezogen sich im einzelnen auf das Zeitstandsverhalten in Luft und in den Abgasen einer Wiederaufarbeitungsanlage, die im praktischen Betrieb erreichbaren Abscheidegrade und die laufende Qualitätskontrolle erster Fabrik-Chargen.

7.1.1 Bestimmung der Durchlässigkeit von Filterbetten in den Abgasen einer Wiederaufarbeitungsanlage

Während des Betriebes von Jodfiltern in den Abgasen einer Wiederaufarbeitungsanlage wird laufend ein Teil des anströmenden Jodes im Adsorbermaterial abgeschieden. Bestimmt man anschließend das in den Filterbetten abgeschiedene Jod und außerdem das durchgebrochene Jod, das in einem nachgeschalteten Sicherheitsbett abgeschieden wurde, kann man die über die Betriebszeit kumulierte Durchlässigkeit des Jodadsorbers ermitteln. Für die Bestimmung dieser Durchlässigkeit ist das langlebige ^{129}J und das inaktive ^{127}J heranzuziehen, da der Abscheidegrad eines Filterbettes mit steigender Beladung sinkt und die Jodbeladung nicht gleichmäßig erfolgt. Die Bestimmung der über die Betriebszeit kumulierten Durchlässigkeit mit Jodisotopen, die eine gegenüber der Beaufschlagungszeit kurze Halbwertszeit haben, würde daher zu falschen Werten führen.

Die zu einer bestimmten Zeit während der Betriebszeit des Jodfilters vorhandene Durchlässigkeit kann, wie bisher durchgeführt, durch eine Laborprüfung des vorher in der Wiederaufarbeitungsanlage eingesetzten Adsorbermaterials erfolgen (z. B. mit $\text{CH}_3^{131}\text{J}$, s. Tab. 49) oder durch Beaufschlagung der Filter mit einem geeigneten Prüfmedium im eingebauten Zustand (Vor-Ort-Prüfung).

Diese Methoden haben aber den Nachteil, daß die Abscheidung des Prüfmediums nicht der Abscheidung der Jodverbindungen entsprechen muß, die in den Abgasen von Wiederaufarbeitungsanlagen auftreten. Aufgrund der vorliegenden Daten ist die Auslegung von größeren Adsorberbetten möglich. In zukünftigen Versuchen wird die nach bestimmten Betriebszeiten noch vorhandene Abscheideleistung durch Teilstromentnahme vor und hinter dem Versuchsfilters und Aktivierungsanalyse des ^{129}J in Roh- und Reingasprobensammlern ermittelt werden.

Abbildung 45 zeigt den z. Z. benutzten Aufbau der Probennahmestelle im Abgas einer Wiederaufarbeitungsanlage, die den PUREX-Prozeß benutzt.

Die über die Betriebszeit kumulierte Durchlässigkeit von drei aufeinanderfolgenden Filterbetten aus AC-6120 wurde unter Verwendung eines nachgeschalteten Sicherheitsbettes nach der Mehrfiltermethode bestimmt (s. Abb. 46-49). Zur Berechnung wurden die Ergebnisse der Aktivierungsanalyse von ^{129}J benutzt. Die in den Filterbetten bestimmten ^{129}J -Mengen sind in der Tabelle 47 angegeben. Zur Kontrolle wurden die abgeschiedenen Jodmengen z. T. durch verschiedene chemische Verfahren bestimmt. Die gefundenen Werte sind der Tabelle 48 zu entnehmen. Unter Benutzung der Daten aus Tabelle 47 wurden ebenfalls die Abscheidegrade in Abhängigkeit von der spezifischen Beladung für verschiedene Filterbett-Tiefen berechnet (Abb. 50 u. 51). Der Kurvenverlauf zeigt deutlich das Absinken des Abscheidegrades der Testbetten mit steigender spezifischer Beladung ($\text{mg } ^{129}\text{J/g AC-6120}$) infolge des Verbrauches an Silbernitrat.

7.1.2 Bestimmung des ^{129}J im Jodadsorbermaterial AC-6120 durch Aktivierungsanalyse

Nach guter Durchmischung des Filterbettes wurden Proben des Jodadsorbermaterials in der thermischen Säule des FR 2 bestrahlt. Nach 3-4 Stunden Abklingzeit für kurzlebige Isotope erfolgt die Bestimmung von ^{130}J in den Proben über die Messung der 538 keV-Linie. Die Messungen der aktivierten Proben wurden mit einem Ge(Li)-Halbleiterdetektor durchgeführt. Als γ -Strahler sind außer ^{130}J , $^{108\text{m}}\text{Ag}$ und $^{110\text{m}}\text{Ag}$ vorhanden. Die Neutronendichte kann durch die Reaktion $^{109}\text{Ag} (n, \gamma) ^{110}\text{Ag}$ bestimmt werden, da die Menge des eingesetzten Silbers bekannt ist. Die Ergebnisse der Aktivierungsanalysen verschiedener Abscheideperioden sind in Tabelle 47 aufgeführt.

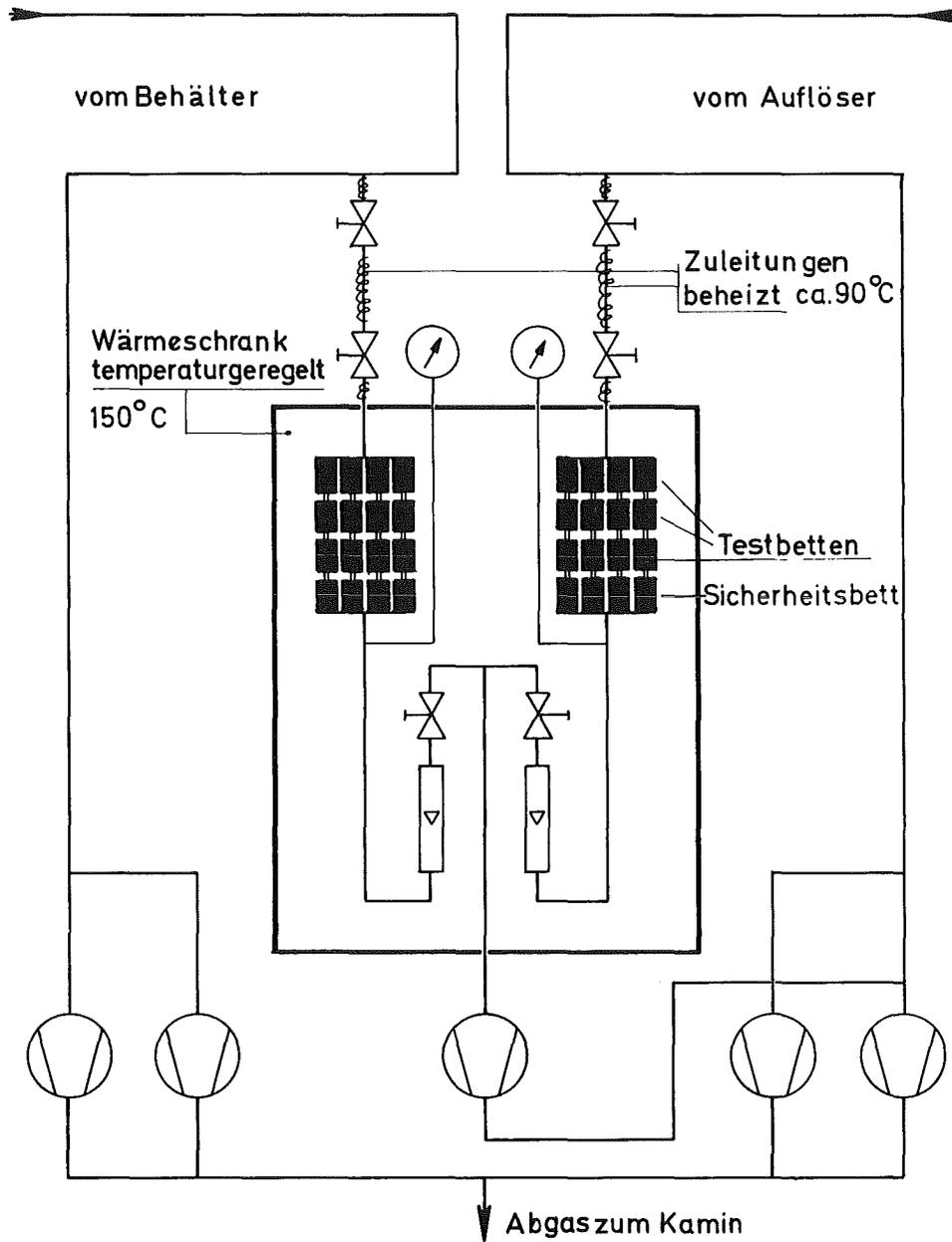


Abb. 45: Probennahmestelle : Abgas Wiederaufarbeitungsanlage

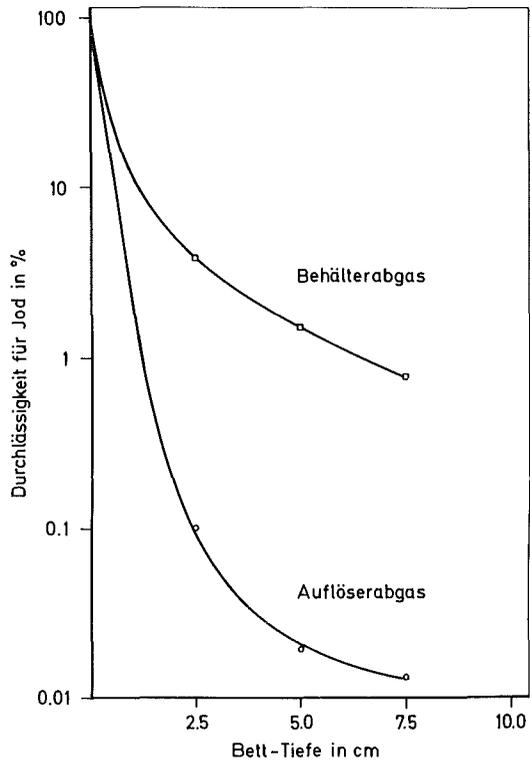


Abb.46: Durchlässigkeit von AC-6120 für Jod aus dem Abgas einer Wiederaufarbeitungsanlage Abscheideperiode I

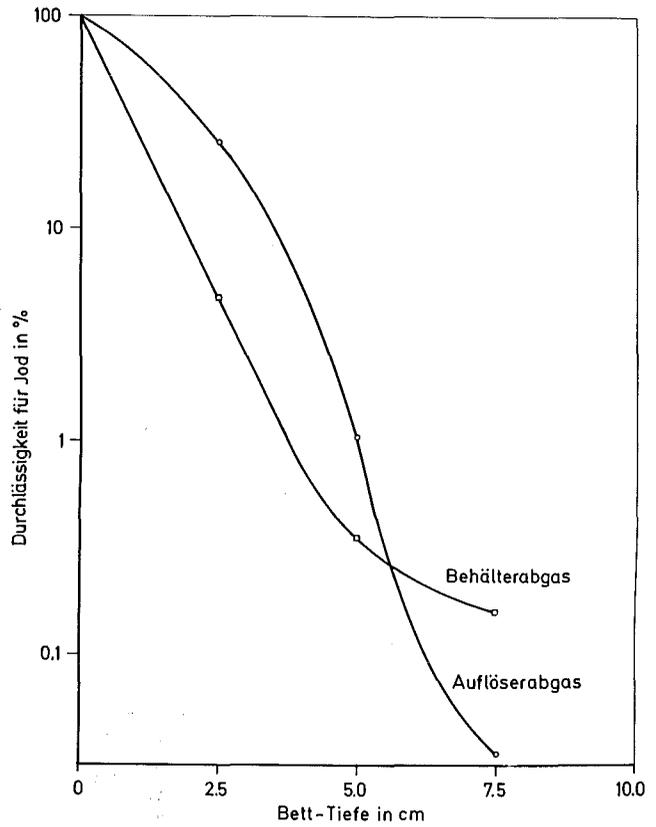


Abb. 47: Durchlässigkeit von AC-6120 für Jod aus dem Abgas einer Wiederaufarbeitungsanlage Abscheideperiode II

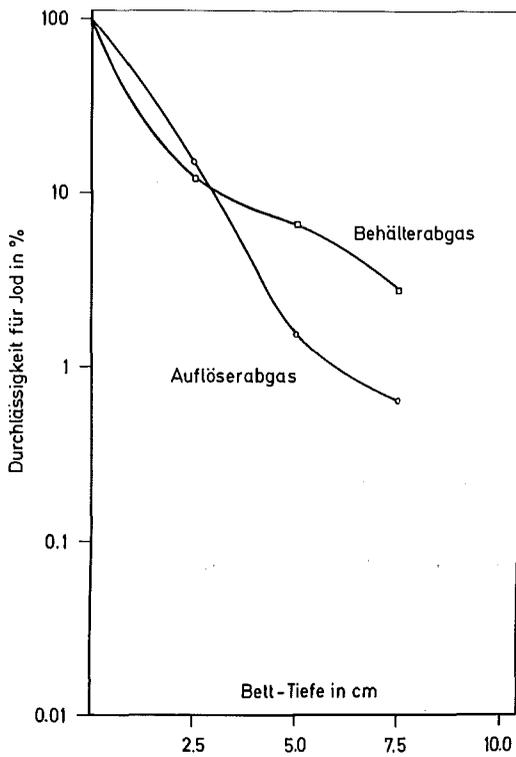


Abb.48: Durchlässigkeit von AC-6120 für Jod aus den Abgasen einer Wiederaufarbeitungsanlage Abscheideperiode III

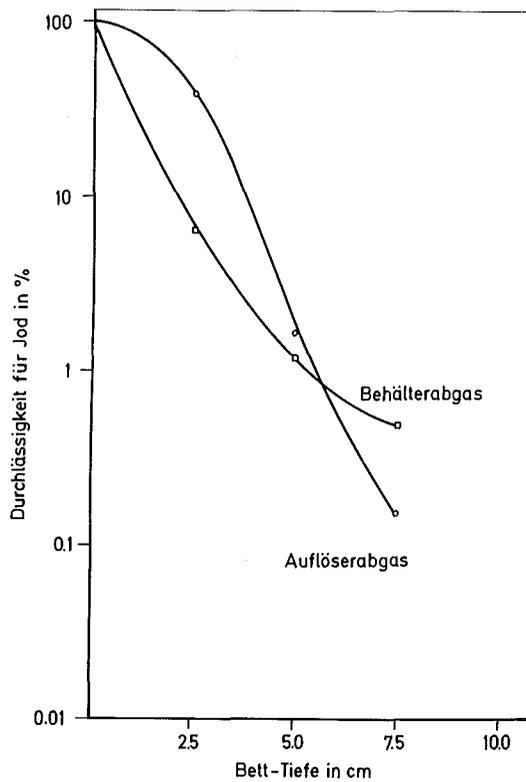


Abb. 49: Durchlässigkeit von AC-6120 für Jod aus dem Abgas einer Wiederaufarbeitungsanlage Abscheideperiode IV

Abscheideperiode	Abgas aus:	1. Testbett (mg J)	2. Testbett (mg J)	3. Testbett (mg J)	Sicherheitsbett (mg J)
I	Auflöser	12,6	0,013	0,001 ⁺⁾	0,001 ⁺⁾
	Behälter	0,154	0,004	0,0007 ⁺⁾	0,0007 ⁺⁾
II	Auflöser	56,4	18,9	0,18	0,027
	Behälter	1,28	0,062	0,003	0,0015 ⁺⁾
III	Auflöser	138,1	24,61	1,48	1,35
	Behälter	0,28	0,018	0,012	0,009
IV	Auflöser	232,3	132,7	5,45	0,512
	Behälter	5,51	0,292	0,051	0,044

⁺⁾ Fehler: $\pm 100\%$

Tab. 47: Mengen an ^{129}J in Filterbetten aus dem Abgas einer Wiederaufarbeitungsanlage

Abscheideperiode	Abgas aus:	Art der Bestimmung	1. Testbett mgJ	2. Testbett mgJ	3. Testbett mgJ	4. Testbett mgJ
II	Auflöser	a,a,c,c g,g,-,-	76,3 78,1	24,2 22,1	0,203	0,03
	Behälter	c,c,-,-	1,51	0,075		
III	Auflöser	a,a,a,- g,-,-,-	168,0 168,0	20,0	2,05	
	Behälter	c,c,-,-	0,34	0,036		
IV	Auflöser	a,a,a,- g,g,-,-	288,5 288,0	142,25 141,75	5,01	
	Behälter	a,c,-,-	10,9	0,41		

a = argentometrisch, g = gravimetrisch, c = kolorimetrisch

Tab. 48: Gesamtjod in Filterbetten aus dem Abgas einer Wiederaufarbeitungsanlage

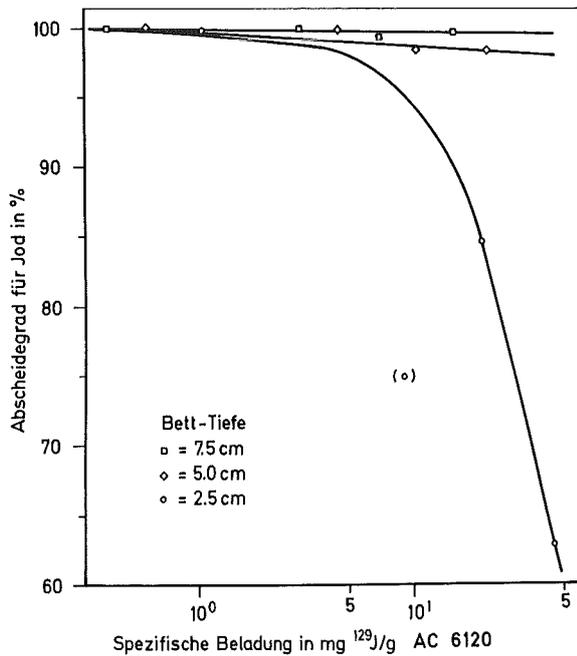


Abb. 50: Abscheidegrad von AC-6120 für Jod aus dem Auflöserabgas als Funktion der spezif. Beladung

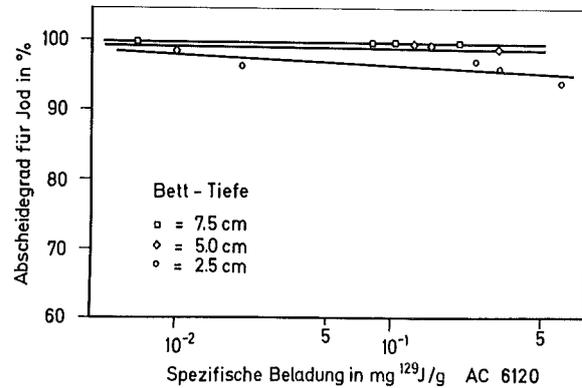


Abb. 51: Abscheidegrad von AC-6120 für Jod aus dem Behälter-Abgas als Funktion der spezif. Beladung

7.1.3 Bestimmung von Jod im AC-6120 durch chemische Analyse

Das bei der Wiederaufarbeitung von Kernbrennstoffen auftretende Spaltjod scheidet sich an AC-6120 als Silberjodid und Silberjodat ab.

Zur quantitativen Bestimmung des als AgJ und AgJO₃ abgeschiedenen Jodes wird eine Probe mit Natriumsulfid in der Wärme langsam versetzt. Es scheidet sich schwarzes unlösliches Silbersulfid aus, während die Jodid- und Jodationen in Lösung gehen.

Nach dem Abfiltrieren und Auswaschen des Rückstandes werden die überschüssigen Sulfidionen mit verdünnter Oberchlorsäure durch Verkochen des entstehenden Schwefelwasserstoffes entfernt. Vom ausgeschiedenen Schwefel wird abfiltriert.

Zur Bestimmung der Jodionen werden folgende Verfahren angewandt:

- mg-Bereich:
- Fällung als AgJ in salpetersaurer Lösung.
 - Oxydation des J⁻ zu elementarem Jod und Destillation in CCl₄-Vorlage. Titration nach Volhard.
 - Fällung des J⁻ mit Überschuß von Ag⁺. Titration des Ag⁺-Überschusses nach Volhard.
 - Abrauchen des Jodadsorbermaterials mit HF. Aufnehmen mit verdünntem HNO₃. Gravimetrische Bestimmung.
- 100-0,1 µg:
- Kolorimetrische Bestimmung: Die Oxydation der Jodionen zu elementarem Jod erfolgt mit einer frisch bereiteten NaJO₃-Lösung in HClO₄ im verschlossenen Kolben. Die Reaktion verläuft mit großer Geschwindigkeit. Das freie Jod wird nach Aufnahme einer Eichkurve photometrisch mit o-Tolidin bestimmt (nach Johannesson).

Ein Vergleich mit den Ergebnissen der Aktivierungsanalysen zeigt unter Berücksichtigung eines Zuschlages von 25 % für ¹²⁷J eine befriedigende Übereinstimmung der Jodmengen in den einzelnen Testbetten. Bei der Aktivierungsanalyse wurde nur ¹²⁹J erfaßt.

7.1.4 Abscheidegrade von AC-6120 nach dem Einsatz in den Abgasen einer Wiederaufarbeitungsanlage

Die Tabelle 49 zeigt die im Labortest gemessenen Abscheidegrade mit $\text{CH}_3^{131}\text{J} + \text{CH}_3^{127}\text{J}$ als Prüfmedium.

Die Werte für die Testbetten aus dem Auflöserabgas sind von den bereits in den Abgasen der Wiederaufarbeitungsanlage aufgenommenen ^{129}J -Mengen abhängig. Für Bett-Tiefen von 2,5 und 5,0 cm liegen die Abscheidegrade im Labortest niedriger, als sich aus den kumulierten Durchlässigkeiten ergibt, die für entsprechende Abscheideperioden im Abgas durch ^{129}J -Bestimmung festgestellt wurden. Der Unterschied ist auf die verminderte Abscheideleistung durch die ^{129}J -Vorbeladung zurückzuführen. Die Empfindlichkeit der Aktivierungsanalyse reichte unter den gewählten Bedingungen nicht aus, um eine entsprechende Betrachtung für größere Bett-Tiefen durchführen zu können.

Die in den Behälterabgasen beladenen Testbetten zeigen bereits nach der Aufnahme geringer ^{129}J -Mengen im nachfolgenden Laborversuch relativ niedrige Abscheidegrade. Es ist ein Vergiftungseffekt durch organische Verbindungen aus dem Abgas anzunehmen.

Tab. 49: Abscheidegrade von AC-6120 nach Einsatz in einer Wiederaufarbeitungsanlage (Laborversuche)

Adsorbermaterial: AC-6120; Imprägnierung: ca. 74 mg Ag/g AC-6120

Einsatzzeit in den Abgasen der Wiederaufarbeitungsanlage:

Abscheideperiode I: 13 d; II: 20 d; III: 10 d; IV: 34 d

Laborversuche

Trägergas: Feuchtluft 150°C (Taupunkt 30°C), teilweise mit Zusatz von 2,5 % NO_2

Vorströmzeit: ≥ 24 h

Beaufschlagung (Prüfmedium + Trägergas): 1 h

Nachströmzeit (nur Trägergas): ≥ 21 h

Prüfmedium: ca. 1,5 mg $^{127}\text{J/g}$ AC-6120 vermischt mit ca. 2,5 μCi $\text{CH}_3^{131}\text{J/g}$ AC-6120 (berechnet für 10 cm Bett-Tiefe)

Abscheideperiode	Abgas aus:	^{129}J -Menge, in mg ⁺⁺)	Abscheidegrade in %			
			Bett-Tiefe in cm			
			2,5	5,0	7,5	10,0
			Verweilzeit in s			
			0,1	0,2	0,3	0,4
I ⁺⁾	Auflöser	19	95,4	99,951	99,9949	99,9965
II	"	76	63,1	98,9	99,9989	99,9998
III	"	171	60,3	97,8	99,9969	99,9997
IV	"	373	45,5	90,7	99,979	99,9999
I	Behälter	0,16	73,0	99,85	99,9998	99,9999
II	"	1,3	54,4	81,1	93,3	97,7
III	"	0,32	90,9	99,96	99,9997	99,99995
IV	"	5,0	41,5	71,5	90,2	96,6
Vergleichsversuch	-	0	93,8	99,972	99,9998	99,99992

⁺⁾ Versuche wurden mit 2,5 % NO_2 gefahren.

⁺⁺⁾ angegeben ist die Summe der in den 4 Test-Betten abgeschiedenen ^{129}J -Mengen.

7.1.5 Vergiftung und Regeneration von AC-6120

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

In Abbildung 52 sind die Ergebnisse von drei Laborversuchen (Kurven 1, 2 und 3) mit AC-6120 wiedergegeben, das vorher 20 Tage mit Behälterabgas aus einer Wiederaufarbeitungsanlage beaufschlagt wurde.

Kurve 1 zeigt die Durchlässigkeit des Adsorbermaterials gegenüber $\text{CH}_3^{131}\text{I}$ als Prüfmedium in Luft (Temperatur 150°C , Taupunkt 30°C , lineare Luftgeschwindigkeit 25 cm/s). Die Durchlässigkeit ist gegenüber frischem AC-6120 (Kurve 4) sehr hoch. Kurve 2 gibt die Durchlässigkeit von AC-6120 nach einer Regenerationszeit von 24 h in einem Gemisch von Luft und 2,5 % NO_2 wieder. Als Trägergas wurde während der Beaufschlagung mit Methyljodid ebenfalls NO_2 -haltige Luft verwendet. Die sonstigen Bedingungen entsprechen den oben angegebenen.

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

In Abbildung 53 sind die Ergebnisse von 2 Abscheideversuchen im Labor mit AC-6120 wiedergegeben, das vorher 20 Tage mit Auflöserabgas beaufschlagt wurde.

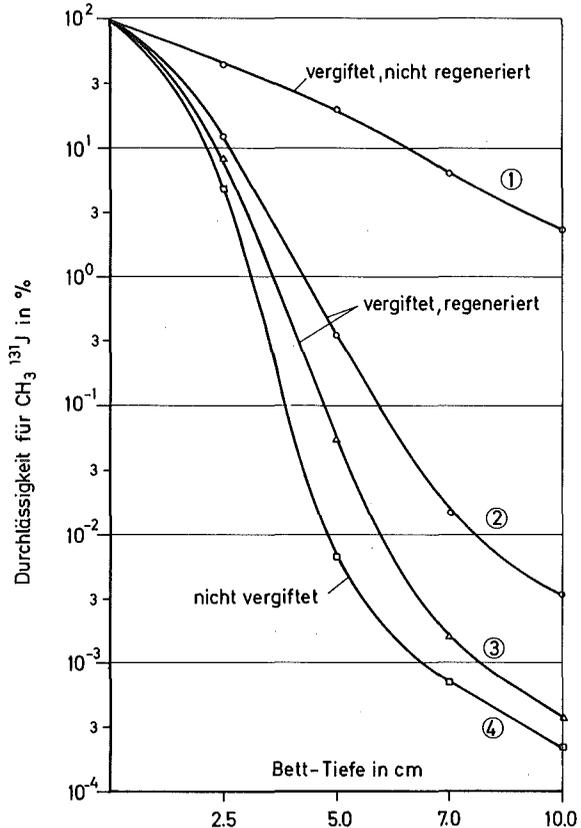


Abb. 52: Versuche zur Regeneration von vergiftetem AC-6120 durch NO_2 nach Einsatz im Behälterabgas

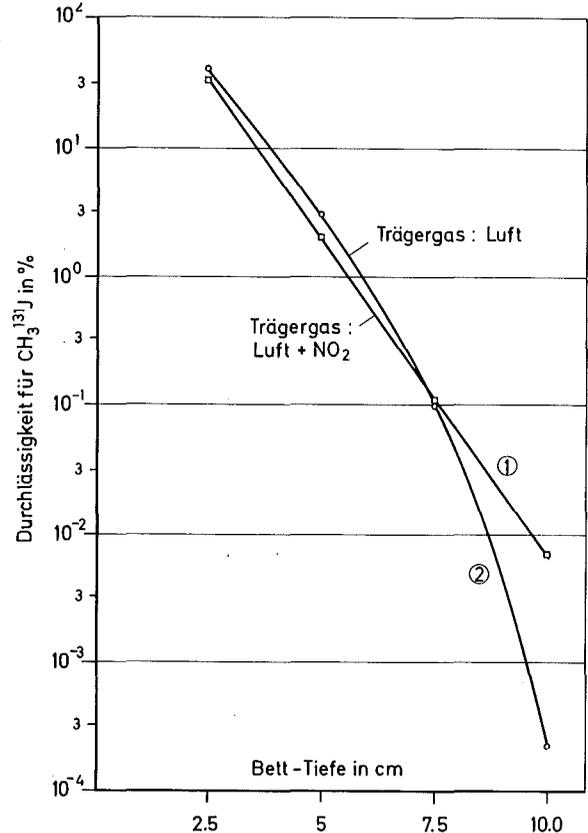


Abb. 53: Durchlässigkeit von AC-6120 gegenüber $\text{CH}_3^{131}\text{I}$ nach Einsatz im Auflöserabgas

Die Bedingungen der Laborversuche, deren Ergebnisse in Abbildung 52 durch die Kurven 1 und 2 wiedergegeben sind, entsprechen denen, die in Abbildung 53 für die Kurven 1 und 2 angegeben wurden. Da das Auflöserabgas NO_2 enthält und organische Verunreinigungen des Gasstromes nur in geringem Maße auftreten, ist eine Vergiftung wie in den Behälterabgasen nicht zu erwarten. Dementsprechend ist auch kein Regenerationseffekt im Verlauf des Abscheideversuches im Labor unter Anwendung von NO_2 -haltigem Trägergas festzustellen.

Aus dem Verlauf der Kurven können folgende Schlußfolgerungen gezogen werden:

- AC-6120 wird in den Behälterabgasen zusätzlich zur Jodbeladung vergiftet. Durch Einwirkung von NO_2 wird die Vergiftung weitgehend beseitigt (Vergleich von Kurve 1 und 3, Abb. 52).
- Wurde das AC-6120 durch ein NO_2 -Luftgemisch regeneriert, erhöht ein weiterer NO_2 -Zusatz zur Luft während der Beaufschlagung mit Methyljodid die Durchlässigkeit in geringem Maße (Vergleich von Kurve 2 und 3, Abb. 52).
- Durch einen geringen NO_2 -Gehalt in den zu filternden Abgasen kann die Vergiftung des AC-6120 weitgehend vermieden werden. Geringere Durchlässigkeit und höhere Standzeiten des Jodfilters sind zu erwarten.
- Da in den Auflöserabgasen einer Wiederaufbereitungsanlage NO_2 auftritt, sollten die Behälter und Auflöserabgase vor dem Jodfilter gemischt werden. Dies gilt jedoch nur dann, wenn die Jodmengen in den Behälterabgasen so groß sind, daß eine Abscheidung erfolgen muß und durch die Zumischung der Behälterabgase vor dem Filter keine wesentliche Verringerung der Abscheideleistung für die aus den Auflöserabgasen stammenden, relativ großen Jodmengen eintritt.

In Tabelle 50 sind die in den hier diskutierten Versuchen erreichten Abscheidegrade aufgeführt.

7.1.6 Durchlässigkeit von Jodadsorbermaterial AC-6120 als Funktion der NO_2 -Konzentration

Abbildung 54 zeigt die Durchlässigkeit von AC-6120 für $\text{CH}_3^{131}\text{J}$ als Funktion der NO_2 -Konzentration in Luft für verschiedene Filterbett-Tiefen. Bei einer Arbeitstemperatur von 150°C ergibt sich ein relativ geringer Einfluß im Bereich zwischen 1 % und 10 % NO_2 . Dies ist für die Funktion eines Abluftfilters an Wiederaufbereitungsanlagen günstig, da in den Auflöser-Abgasen der NO_2 -Gehalt stark schwankt.

In Tabelle 51 werden die integralen und differentiellen Abscheidegrade sowie die vollständigen Versuchsbedingungen angegeben.

Tab. 5o: Abscheidegrade von AC-6120 nach Einsatz in einer Wiederaufarbeitungsanlage, Laborversuche zur Regeneration

Adsorbiermaterial AC-6120; Imprägnierung: 78 mg Ag/g AC-6120

Einsatzzeit in den Abgasen der Wiederaufarbeitungsanlage: 20 d

Laborversuche

Trägergas: Feuchtluft 150°C (Taupunkt 30°C), teilweise mit Zusatz von 2,5 % NO₂

Vorströmzeit: ≥ 24 h

Beaufschlagung (Prüfmedium + Trägergas): 1 h

Nachströmzeit (nur Trägergas): ≥ 21 h

Prüfmedium: ≈ 1,5 mg CH₃¹²⁷J/g AC-6120, vermischt mit ≥ 2,5 µCi CH₃¹³¹J/g AC-6120
(berechnet für 10 cm Bett-Tiefe)

AC-6120 aus Abgasstrom von:	Zusammensetzung des Trägergases im Laborversuch	Abscheidegrade in %			
		Bett-Tiefe in cm			
		2,5	5,0	7,5	10,0
		Verweilzeit in s			
		0,1	0,2	0,3	0,4
Auflöser	Luft	63,1	98,9	99,9989	99,9998
Auflöser	Luft + 2,5 % NO ₂	68,7	98,0	99,89	99,9922
Behältern	Luft	54,4	81,1	93,3	97,7
Behältern	Luft + 2,5 % NO ₂	88,1	99,68	99,986	99,9968
Behältern	Vorströmzeit Luft + NO ₂ dann nur Luft	91,7	99,937	99,990	99,9995 ^{+))}
kein Abgas	Luft	95,0	99,9925	99,99994	99,99999 ^{+))}

^{+))} Meßgrenze erreicht

Tabelle 51: Abscheidegrad von Jodadsorbermaterial AC-6120 in Luft-NO₂-Mischungen verschiedener Konzentrationen

Adsorber-Material: ca. 80 mg/g AC-6120
 Trägergas : Feuchtluft (1 ata), 150°C (Taupunkt 30°C),
 vermisch mit NO₂, lineare Luftgeschwindigkeit: 25 cm/s
 Vorströmzeit : 24 h
 Beaufschlagung (Trägergas + Prüfmedium): 1 h
 Nachströmzeit : 20 h
 Prüfmedium : ca. 1,5 mg CH₃¹²⁷J/g AC-6120, vermisch mit
 5 - 9 µCi CH₃¹³¹J/g AC-6120 (Beladung berechnet
 auf 10 cm Bett-Tiefe)

NO ₂ (Vol. %) im Trägergas	Integrale Abscheidegrade für CH ₃ J (%)			
	Bett-Tiefe in cm			
	2,5	5,0	7,5	10,0
	Verweilzeit in s			
	0,1	0,2	0,3	0,4
1	98,4	99,9981	99,9994	99,9996
2,5	98,5	99,9971	99,9991	99,9994
5,0 +)	98,1	99,986	99,9972	99,9980
10,0 +)	96,7	99,973	99,9954	99,9973
	Differentielle Abscheidegrade für CH ₃ J (%)			
	Bett 1	Bett 2	Bett 3	Bett 4
1	98,4	99,88	68,9	36,2
2,5	98,5	99,81	67,9	31,5
5,0 +)	98,1	99,30	78,2	27,3
10,0 +)	96,7	99,20	83,2	43,4

+) Mittelwert von 2 Versuchen

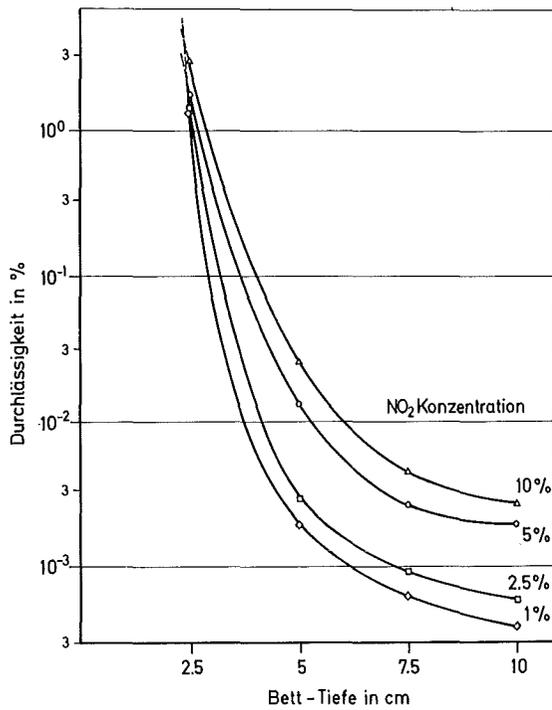


Abb. 54: Durchlässigkeit von AC-6120 für CH₃¹³¹I in Abhängigkeit vom NO₂-Anteil in der Luft

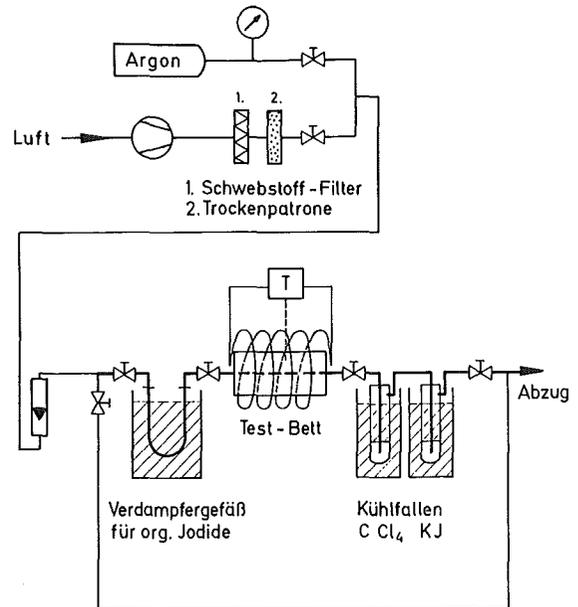


Abb. 55: Apparat zur Oxydation von organischen Jodiden

Tab. 52: Oxidationsversuche an laborimprägnierten Katalysatorträgern

Katalysator	organisches Jodid	Testbett-Temperatur °C	Gasstrom	Oxidationsprodukte, Reaktionsprodukte ⁺⁾
KT	CH ₃ J	30, 100, 150	Luft, Argon	(keine Oxidation festzustellen)
	C ₂ H ₅ J	30, 100, 150	Luft, Argon	(keine Oxidation festzustellen)
KT + AgNO ₃)	CH ₃ J	30, 100	Argon	95 % CH ₃ NO ₂ , wenig Zersetzungsprodukte
	CH ₃ J	30, 100	Luft	
KT + AgJ)	C ₂ H ₅ J	30, 100	Argon	95 % C ₂ H ₅ - NO ₂ , Zersetzungsprodukte
	Ueberschuß		Luft	
KT + K ₂ Cr ₂ O ₇	CH ₃ J	30, 100, 150	Argon, Luft	geringe Zersetzung von CH ₃ J
	C ₂ H ₅ J	30, 100, 150	Argon, Luft	
KT + KMnO ₄	CH ₃ J	30, 100, 150	Argon	geringe Zersetzung von CH ₃ J
KT + MnO ₂	C ₂ H ₅ J	30, 100, 150	Luft	wenig CH ₃ OH, wenig J ₂
	CH ₃ J	30, 100, 150	Luft	CH ₃ OH, HCHO, HCOOH, (CH ₂ O) _x · y H ₂ O, J ₂
	C ₂ H ₅ J	100	Luft	C ₂ H ₅ OH, CH ₃ CHO, CH ₃ -COOH, CH ₃ OH, (CH ₃ -CHO) _x , (CH ₃ -CHO) ₃ , (CH ₃ CO) ₂ O, J ₂
	C ₂ H ₅ J)	30	Luft	Oxidationsprodukte liegen in geringerer Menge vor
	C ₂ H ₅ J)	100	Argon	

⁺⁾ Die Oxidations- und Reaktionsprodukte wurden durch ¹H-kernmagnetische Resonanz (Varian A56/60) und JR-Spektrometrie (Perkin-Elmer Nr. 337 und Nr. 457) aufgeklärt.

7.1.7 Oxydation von organischen Jodiden mit anorganischen Oxydationsmitteln

Es sind einige anorganische Materialien bekannt, die eine bedingte Verwendung für die Spaltung von organischen Jodiden in Jod und die organischen Folgeprodukte finden (z. B. platinisiertes Aluminiumoxid bei höherer Temperatur (625°C) und "Hopcalit", eine Mischung aus MnO_2 und CuO , bei 110°C).

Hopcalit wird z. B. als Katalysator unter niedrigen Temperaturen zur Luftreinigung von organischen Verunreinigungen und zur Oxydation von CH_4 und CO verwendet.

Um einen Überblick über die Wirksamkeit von anorganischen Oxydationsmitteln zur Oxydation von organischen Jodiden zu erhalten, wurden mehrere Versuche durchgeführt, bei denen Katalysator, Temperatur, Trägergas und das organische Jodid variiert wurden.

Die Oxydationsmittel KMnO_4 , $\text{K}_2\text{Cr}_2\text{O}_7$ und MnO_2 wurden durch verschiedene Verfahren auf die Oberfläche von Katalysator-Trägern aufgebracht und zwar KMnO_4 und $\text{K}_2\text{Cr}_2\text{O}_7$ durch Tränken der Katalysatorträger und anschließendes Trocknen, MnO_2 durch Reduktion von KMnO_4 mit Aceton und nachfolgendem Auswaschen und Trocknen.

Als Trägergase für die organischen Jodide fanden Argon und Laborluft Verwendung. Es wurden Methyljodid und Äthyljodid eingesetzt. Die Temperaturen im Oxydationsbett betragen je nach Oxydationsmittel 30°C , 100°C und 150°C .

In Abbildung 55 wird die Reaktionsapparatur dargestellt. In Tabelle 52 sind die vorläufigen Ergebnisse zusammengestellt.

Die katalytischen Oxydationsversuche werden fortgesetzt.

7.1.8 Verbesserung der Imprägnierung des Jodadsorbermaterials AC-6120 für die Verwendung in Wanderbettfiltern

Bei Verwendung des anorganischen Jodadsorbermaterials AC-6120 in Wanderbettfiltern ist das Auftreten von Abrieb bei starker Bewegung der Körner unter gegenseitiger Berührung von Nachteil. Bei genauer Betrachtung der Oberfläche der mit AgNO_3 imprägnierten Körner konnte bei frisch hergestellten Proben während der Lagerung an feuchter Raumluft ein Herauswachsen von AgNO_3 -Kristallen aus deren Oberfläche beobachtet werden. Durch Schütteln konnten die nadelförmigen Kristalle von der Oberfläche abgebrochen werden.

Um dieses Kristallwachstum zu verhindern, wurden verschiedene Parameter des Imprägnierungsvorganges verändert. Erste Erfolge wurden erzielt. Weitere Untersuchungen zum Imprägnierungsverfahren sind im Gange.

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

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

7.2.1 Filteranlage für wassergekühlte Reaktoren

Zusätzlich zu den oben genannten Belastungen muß im Sicherheitsbehälter wassergekühlter Reaktoren mit dem Auftreten großer Dampfmenen gerechnet werden. Daher sind Kondensat-anfall und hohe Luftfeuchten in der Zuluft der Störfall-Umluftfilteranlage zu erwarten.

Die Spezifikationen für den Prototyp einer Störfall-Umluftfilteranlage für den Sicherheitsbehälter eines wassergekühlten Reaktors mit anorganischem Adsorbermaterial wurden erarbeitet. Aufgrund dieser Angaben wurde ein Prototyp von einer Filterfirma gebaut. Nach Aufnahme des Prüfstandbetriebes wird die Leistung dieser Anlage unter simulierten Störfall-Bedingungen untersucht werden.

7.2.2 Filteranlage für gasgekühlte Reaktoren

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

Störfallbetrachtungen zeigen, daß dieses Filter bei einer Anfangstemperatur von ca. 300° C arbeiten müßte und im gesamten Temperaturbereich zwischen 300° C und 30° C (Abkühlung des Gases im Sicherheitsbehälter) einen Abscheidegrad ≥ 90 % erbringen muß. Die relative Luftfeuchte liegt bei allen Betriebsbedingungen unterhalb von 70 %, der Druck des Gasgemisches wird unmittelbar nach der Freisetzung des Kühlmittels 3-4 ata betragen und mit der Abkühlung des Gases sinken. Die genannten Bedingungen können wegen der bereits bei 150° C relativ starken Desorption von Jod mit imprägnierter Aktivkohle nicht mehr beherrscht werden (s. Jahresbericht 1970 der Abt. Strahlenschutz und Sicherheit, KFK 1365, S. 123-125). Die Eignung des anorganischen Jodadsorbermaterials AC-6120 unter den angegebenen Bedingungen wird untersucht.

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

Bei einem ersten Abscheidungsversuch unter hoher Temperatur wurde AC-6120 über eine Zeitdauer von 16 Stunden mit Luft von 300° C und 3 ata durchströmt (Alterungsphase), dann wurde das Material über eine Gesamtzeit von 6 Stunden mit radioaktiv markiertem Methyljodid beladen und anschließend der heiße Luftstrom für weitere 59 Stunden aufrechterhalten (Desorptionsphase). Es ergaben sich folgende Abscheidegrade:

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

Aufgrund dieser sehr günstigen ersten Werte wird 1973 ein Programm für Abscheidungsversuche aus He-Luftgemischen bei hohen Temperaturen durchgeführt.

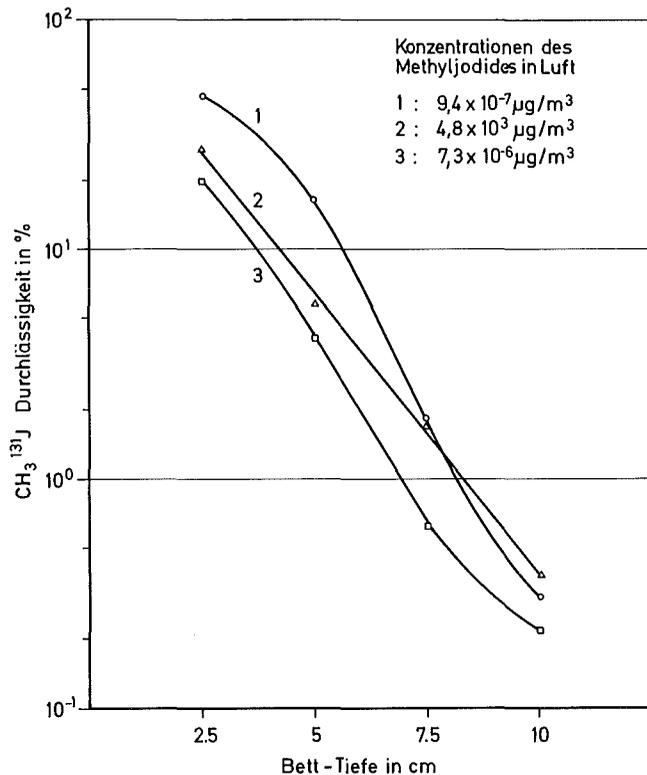
7.3 Abscheidung von kleinsten Jod- und Methyljodidkonzentrationen aus Feuchtluft

Nach Versuchen von D.T. Pence u. a. (D.T. Pence, F.A. Duce and W.J. Maeck "Developments in the Removal of Airborne Iodine Species with Metal Substituted Zeolites", Proceedings der 12th USAEC Air Cleaning Conference) ist bei Spaltjodkonzentrationen $< 10^{-6}$ $\mu\text{g}/\text{m}^3$ in Luft mit einer stark verringerten Abscheideleistung des Spaltjod-Adsorbermaterials zu rechnen. Nimmt man ein Verhältnis von ^{131}J zu $^{129}\text{J} + ^{127}\text{J}$ im Brennstoff von 1:20 an,

entspricht $1 \text{ pg J}_2/\text{m}^3$ Luft einer Aktivitätskonzentration von $6 \text{ nCi } ^{131}\text{J}/\text{m}^3$, also dem 3fachen der MZK.

Bei Freisetzungen von Spaltjod sollten derartige Konzentrationen in Hinsicht auf die Abluftfilterung und die Messung der Luftaktivität noch erfaßt werden können. Erste Versuche mit kleinsten Jodkonzentrationen wurden mit ^{131}J in Form von CH_3J und elementarem Jod an KJ-impregnierter Aktivkohle und AC-6120 durchgeführt.

7.3.1 Abscheidung von ^{131}J (beaufschlagt als $\text{CH}_3^{131}\text{J}$) an KJ-impregnierter Aktivkohle



Aus einer Druckflasche wurde ein CH_3J -Luftgemisch kontinuierlich einem Luftstrom von 30°C und 98-100 % relativer Feuchte zugemischt und der mit Aktivkohle erreichbare Abscheidegrad in üblicher Weise bestimmt. Die Aktivkohle wurde vor der Beaufschlagung mit $\text{CH}_3^{131}\text{J}$ in das Wasserdampf-Adsorptions-Desorptionsgleichgewicht gebracht. Die Beaufschlagungszeit betrug 20 h. Die Zunahme der ^{131}J -Aktivität, die sich auf dem AC-6120 abschied, wurde durch Szintillationszähler und laufende Registrierung kontrolliert. Die Ergebnisse von zwei Versuchen mit niedriger und einem Vergleichsversuch mit höherer Konzentration sind in Abbildung 56 und Tabelle 53 wiedergegeben. Es ist kein wesentlicher Unterschied festzustellen.

Abb. 56: Durchlässigkeit von imprägnierter Aktivkohle bei niedrigen CH_3J -Konzentrationen

7.3.2 Abscheidung von ^{131}J (beaufschlagt als "elementares Jod") an AC-6120

Zur Erzeugung eines Trägergasstromes mit niedriger, über eine lange Einleitungszeit konstant bleibender Jodkonzentration, wurde ein Spülgasstrom (synthetische Luft) durch Trockenrohre (Silicagel, LMS Typ A4, P_2O_5) und zwei Kühlfallen (Kühlmittel $\text{CO}_2/\text{Aceton}$) geleitet. In der zweiten Kühlfalle befand sich das ^{131}J , das durch die Oxydation von KJ mit Kaliumdichromat in einer hochgereinigten Glasapparatur hergestellt wurde. Das angewandte Herstellungsverfahren sollte ein möglichst reines elementares Jod liefern. Zur Entfernung eventuell vorhandener leichtflüchtiger organischer Jodverbindungen wurde der erste aus der Kühlfalle in das Spülgas sublimierende Anteil des Jodes verworfen und anschließend die Spülluft aus der Kühlfalle dem Feuchtluftstrom (30°C , 70 % r.F.) zugemischt, mit dem das Adsorbiermaterial AC-6120 beaufschlagt wurde. Der Abscheidegrad wurde in üblicher Weise mit Hilfe nachgeschalteter, geheizter Sicherheitsbetten bestimmt. Abbildung 57 zeigt die Zunahme der ^{131}J -Aktivität im 1. Testbett, die zur Kontrolle der Jod-Konzentration über die gesamte Beladungsdauer registriert wurde. Mit AC-6120 wurden bei einer Konzentration von

Tabelle 53: Abscheidegrade von imprägnierter Aktivkohle gegenüber ^{131}J
(beaufschlagt als $\text{CH}_3^{131}\text{J}$) bei kleinen Konzentrationen

Trägergas: Feuchtluft, 30°C, 98 - 100 % r.F.

Beaufschlagung mit Prüfmedium: 20 h

Integrale Abscheidegrade in %				
Konzentration des Jodes ⁺ in Feuchtluft ($\mu\text{g}/\text{m}^3$)	Bett-Tiefe in cm			
	2,5	5,0	7,5	10,0
	Verweilzeit in s			
	0,1	0,2	0,3	0,4
$7 \cdot 10^{-6}$	79,9	95,8	99,4	99,8
$9 \cdot 10^{-7}$	53,5	85,8	98,1	99,7
$4,8 \cdot 10^3$	72,8	94,2	98,5	99,6
Differenzielle Abscheidegrade in %				
Konzentration des Jodes ⁺ in Feuchtluft ($\mu\text{g}/\text{m}^3$)	Bett 1	Bett 2	Bett 3	Bett 4
$7 \cdot 10^{-6}$	79,9	79,2	84,5	63,3
$9 \cdot 10^{-7}$	53,4	69,6	86,3	83,5
$4,8 \cdot 10^3$	72,8	78,8	74,3	74,8

⁺) Konzentration in der anströmenden Luft ohne natürlichen Jodgehalt.

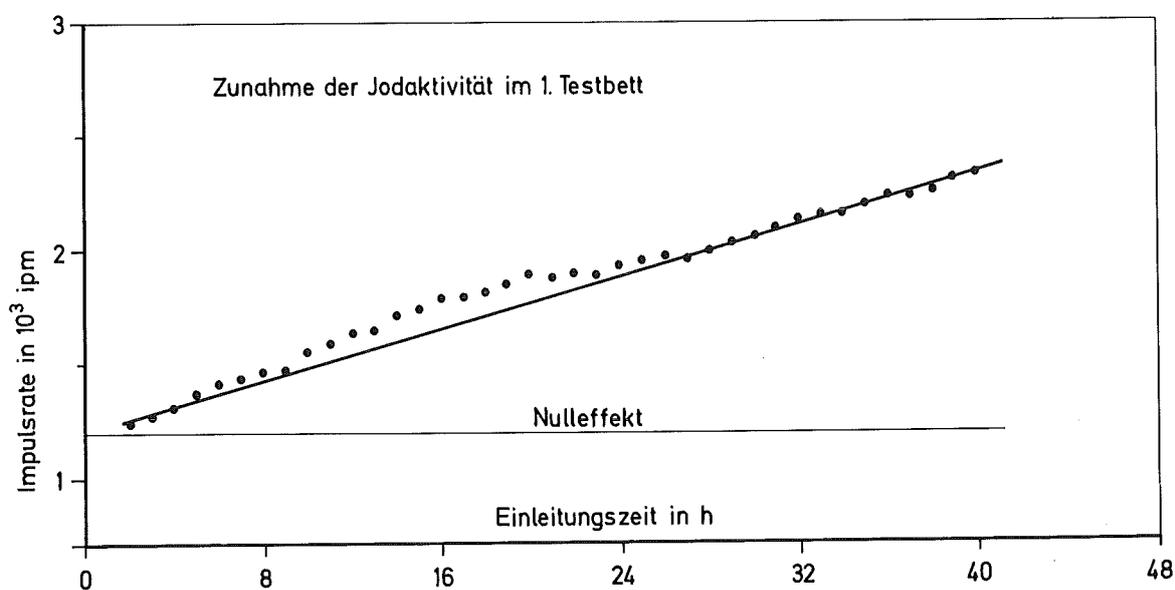


Abb.57: Kontrolle der Jod-Konzentration während der Beladung

$8 \cdot 10^{-7} \text{ g/m}^3$ geringere Abscheidegrade erreicht als bei höheren Konzentrationen. Die Gesamtabseidung über vier Adsorberbetten betrug 93,9 % gegenüber > 99,99 % bei hohen Konzentrationen (Tab. 54). Die Arbeiten sollen unter Verwendung von ^{132}J fortgeführt werden, da im untersuchten Konzentrationsbereich zu große meßtechnische Schwierigkeiten durch die zu geringe spezifische Aktivität der käuflich erhältlichen trägerfreien ^{131}J -proben entstehen. Diese Proben werden durch Bestrahlung von natürlichem TeO_2 hergestellt. Wegen der Länge der Bestrahlungszeit und dem Zeitbedarf für Aufarbeitung und Versand ist ein Verhältnis von mindestens 1:20 von ^{131}J zu $^{127}\text{J} + ^{129}\text{J}$ zu erwarten. Für einen Abscheideversuch im Konzentrationsbereich $< 10^{-6} \text{ µg/m}^3$ können daher auch bei sehr langer Einleitungszeit nur Aktivitäten in der Größenordnung nCi eingesetzt werden.

Tabelle 54: Abscheidegrade von AC-6120 gegenüber ^{131}J (beaufschlagt als elementares Jod) bei kleiner Konzentration

Trärgas: Feuchtluft, 30°C , 70 % r.F.
Beaufschlagung mit Prüfmedium: 46 h

Integrale Abscheidegrade in %				
Konzentration des Jodes ⁺ in Feuchtluft (µg/m^3)	Bett-Tiefe in cm			
	2,5	5,0	7,5	10,0
	Verweilzeit in s			
	0,1	0,2	0,3	0,4
$8 \cdot 10^{-7}$	90,4	91,5	93,2	93,9
$3 \cdot 10^4$	99,979	99,989	99,9915	99,9927

Differenzielle Abscheidegrade in %				
Konzentration des Jodes ⁺ in Feuchtluft (µg/m^3)	Bett 1	Bett 2	Bett 3	Bett 4
	$8 \cdot 10^{-7}$	90,4	11,2	20,5
$3 \cdot 10^4$	99,979	45,5	24,3	13,8

⁺) Konzentration in der anströmenden Luft ohne natürlichen Jodgehalt.

7.4 Alterung von Spaltjod-Adsorbermaterialien

Die Alterungsversuche an Aktivkohlen und Linde Molekularsieb 13 X in der Silberform (LMS 13 X) wurden fortgesetzt (s. KFK 1365, S. 125-134). Außerdem wurde das Alterungsverhalten von AC-6120 untersucht.

Die Ergebnisse dieser Untersuchungen sind in den Abbildungen 58-62 wiedergegeben (die Kurven in den Abbildungen 58-61 enthalten z. T. bereits früher veröffentlichte Werte). Für die Abscheidungsuntersuchungen nach erfolgter Alterung wurden für Aktivkohleproben folgende Bedingungen eingestellt: Feuchtluft als Trärgas, Atmosphärendruck, 30°C , 98-100 % relative Feuchte und eine Beladung von ca. $75 \text{ µg CH}_3\text{J}$ pro g Aktivkohle (berechnet für 10 cm Bett-Tiefe). LMS 13 X-Ag und AC-6120 wurden nach der Alterung mit ca.

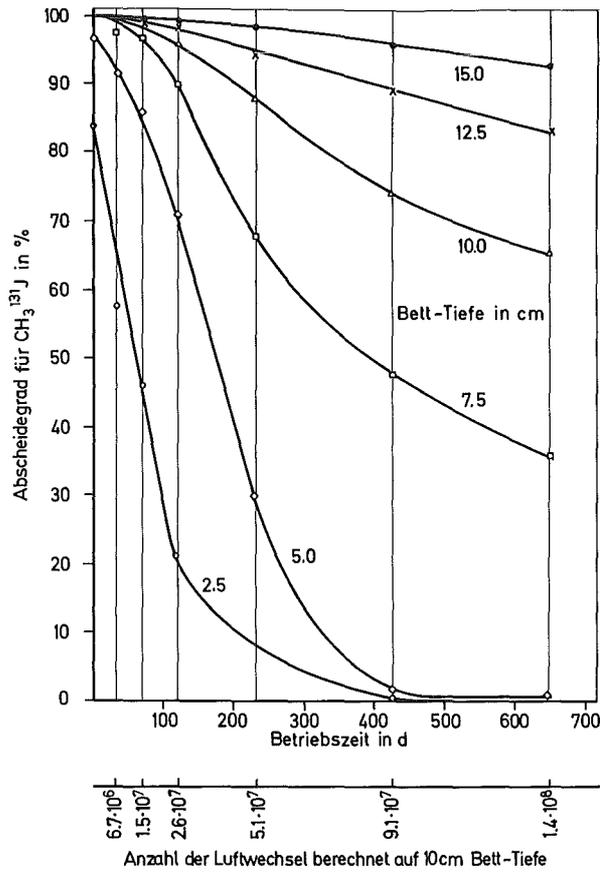


Abb. 58: Alterung von Norit RKJ -1 in Industrieluft

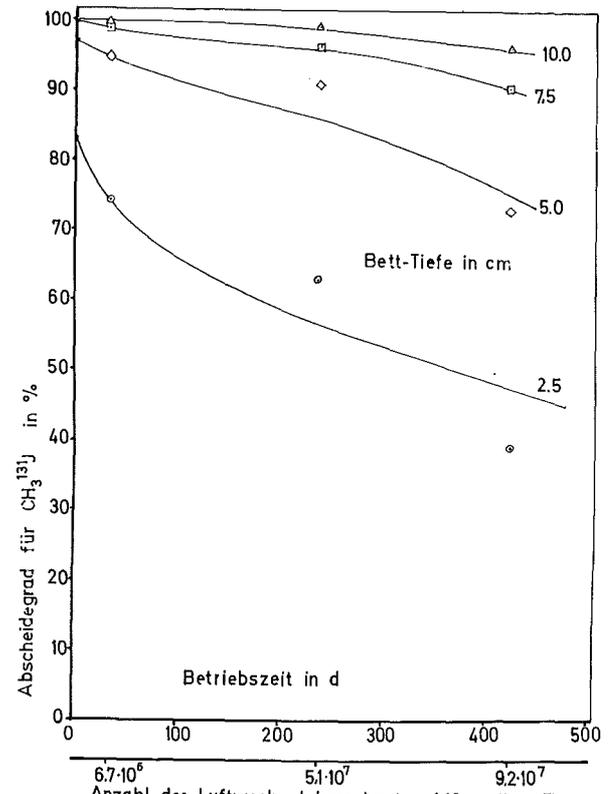


Abb.59: Alterung von imprägnierter Aktivkohle in vorgefilterter Industrieluft (NORIT RKJ-1)

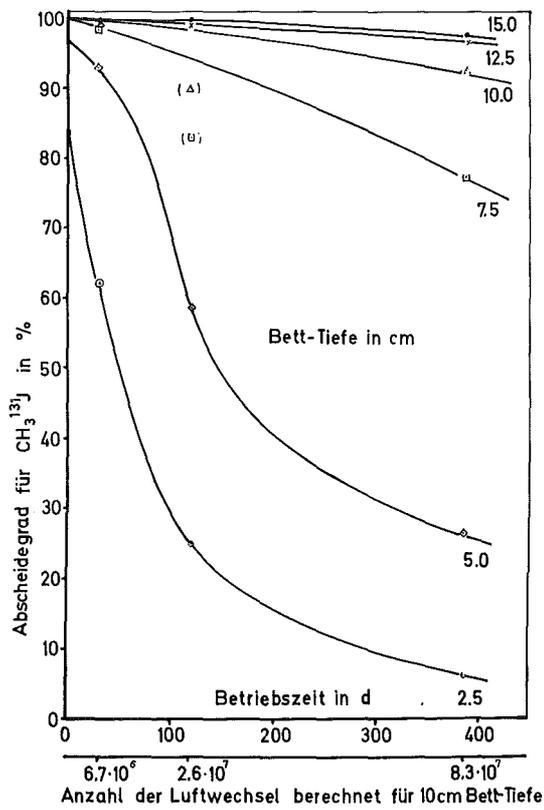


Abb.60: Alterung von LMS 13X-Ag in Industrieluft.

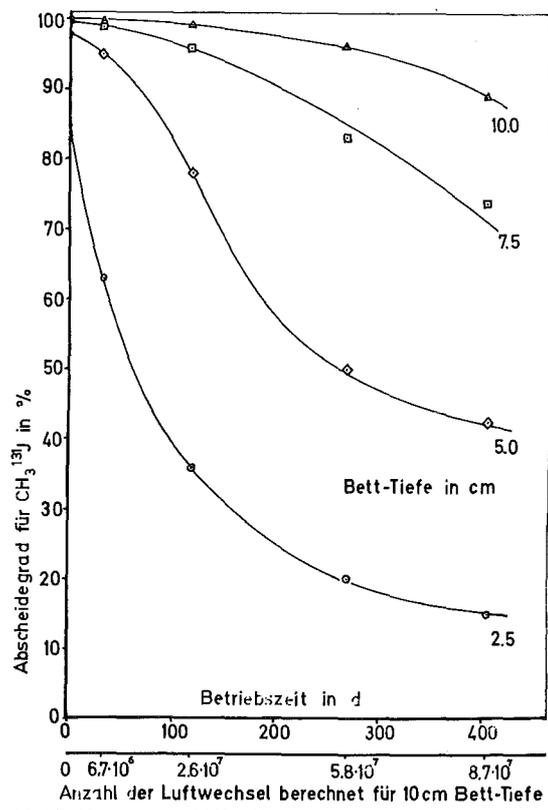


Abb.61: Alterung von LMS 13X-Ag in vorgefilterter Industrieluft.

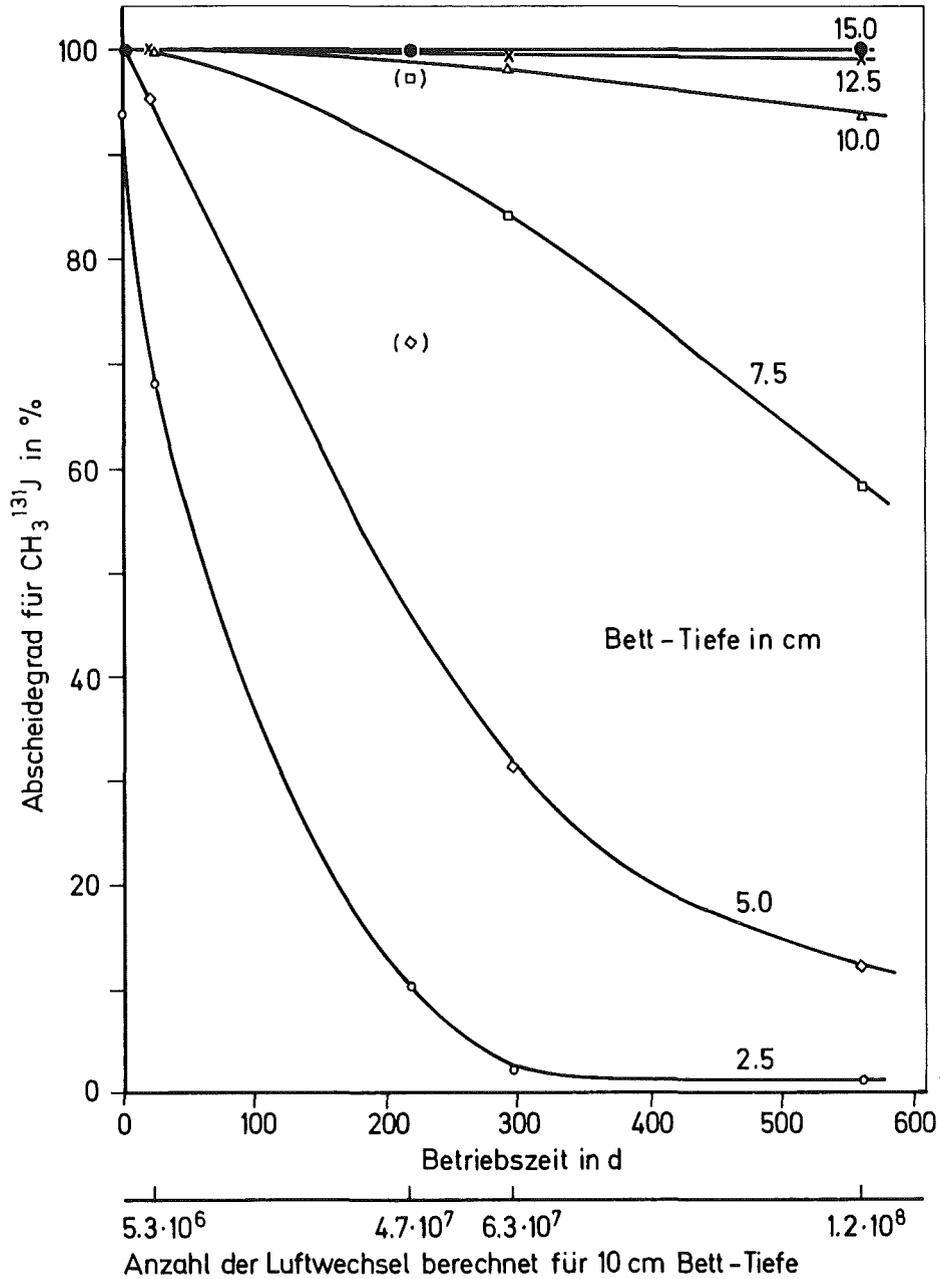


Abb.62: Alterung von AC-6120 in der Atmosphäre eines Reaktorgebäudes

1,5 mg CH_3I pro g Adsorbermaterial beaufschlagt, die relative Luftfeuchte wurde auf 70 % eingestellt. Die lineare Luftgeschwindigkeit betrug während Alterung und Abscheidungsversuchen 25 cm/s.

Die Abbildung 62 zeigt, daß mit AC-6120 ausgerüstete Spaltjodfilter hohe Standzeiten erreichen können. Die Alterungsversuche mit AC-6120 werden fortgesetzt.

7.5 Untersuchungen an imprägnierten Aktivkohlen und Filtern zur Spaltjodabscheidung

7.5.1 Imprägnierte Aktivkohlen

Auf Wunsch von Filterherstellern wurden Aktivkohle-Chargen auf ihre Abscheidegrade gegenüber $\text{CH}_3^{131}\text{J}$ untersucht, da sie für einen Einsatz in Jodfiltern vorgesehen waren. Von den untersuchten Chargen kommen die in Tabelle 55 angegebenen Aktivkohlen wegen ihrer relativ guten Abscheideleistung für eine Verwendung in Jodfiltern in Frage.

Vergleichende Untersuchungen an tauch- und spritzimprägnierten Chargen der gleichen Grundkohle zeigten bessere Abscheideleistungen der tauchimprägnierten Aktivkohlen.

Die Aktivkohle Typ Norit RX-08-C, tauchimprägniert mit 1 % KJ, zeigte sehr hohe Abscheidegrade. Ihr Einsatz ist für eine größere Anzahl von Filteranlagen vorgesehen, die Abluftmengen mit sehr unterschiedlichen relativen Luftfeuchten reinigen sollen.

Tabelle 55: Prüfung von imprägnierten Aktivkohlen auf Abscheidung gegenüber ^{131}J in Form von $\text{CH}_3^{131}\text{J}$

Trägergas : Feuchtluft von 95 % r.F., 30°C, vorgefiltert durch Schwebstoff-Filter der Klasse S
 Prüfmedium : $70 \pm 10 \mu\text{g CH}_3^{127}\text{J}$ pro g Aktivkohle, vermischt mit ca. $10 \mu\text{Ci CH}_3^{131}\text{J}$ pro g Aktivkohle
 (Beladung berechnet auf 10 cm Bett-Tiefe)
 Versuchsdauer: Vorströmzeit (nur Trägergas) : ≥ 22 h
 Beaufschlagung (Trägergas + Prüfmedium): 1 h
 Nachströmzeit (nur Trägergas) : ≥ 20 h

Aktivkohletyp	Siebfraktion bzw. Stäbchendurchmesser	Abscheidegrade (η) in %				
		Bett-Tiefe (cm)	2,5	5,0	7,5	10,0
		Verweilzeit (s)	0,1	0,2	0,3	0,4
		Druckdifferenz in mmWS pro 10 cm Testbett				
Witco 13	8 - 16 mesh (US)	43	70,6	92,2	97,7	99,43
Witco 42	8 - 16 mesh (US)	42	-	92,5	98,2	99,50
Witco 81	4 - 10 mesh (US)	23	64,2	88,5	96,4	98,9
Witco 95	4 - 10 mesh (US)	23	63,9	88,7	96,6	99,01
Norit, tauch- imprägniert ⁺)	$\varnothing 0,8$ mm	90	85,7	98,6	99,87	99,988
MSA 25893	0,5 - 1,6 mm	95	67,2	90,9	97,7	99,40
CAS 30	$\varnothing 1,0$ mm	63	54,6	83,2	93,5	97,7

⁺) Typ RX-08-C 1 % KJ

In Tabelle 56 sind die mit dieser Kohle bei verschiedenen relativen Luftfeuchten und Bett-Tiefen erreichbaren Abscheidegrade für ^{131}J in Form von $\text{CH}_3^{131}\text{J}$ wiedergegeben.

Tab. 56: Abscheidegrade von imprägnierter Aktivkohle Norit RX-08-C 1 % KJ tauchimprägniert gegenüber ^{131}J (in Form von $\text{CH}_3^{131}\text{J}$) bei verschiedenen relativen Luftfeuchten

Aktivkohle: Stranggepreßt, Stäbchendurchmesser 0,8 mm, 1 % KJ-imprägniert
Trägergas: Feuchtluft 30°C, vorgefiltert durch Schwebstoff-Filter der Klasse S

Vorströmzeit (nur Trägergas): ≥ 22 h

Beaufschlagung (Prüfmedium + Trägergas): 1 h

Nachströmzeit (nur Trägergas): ≥ 20 h

Prüfmedium: 70 \pm 10 μg $\text{CH}_3^{127}\text{J}$ pro g Aktivkohle, vermischt mit ca. 10 μCi $\text{CH}_3^{131}\text{J}$ pro g Aktivkohle (Beladung berechnet auf 10 cm Bett-Tiefe)

Druckabfall: ca. 90 mmWS bei einer linearen Luftgeschwindigkeit von 25 cm/s, Raumtemperatur und Atmosphärendruck (gemessen über ein 10 cm langes Testbett)

rel. Luftfeuchte %	Abscheidegrade (η) in %			
	Bett-Tiefe in cm			
	2,5	5,0	7,5	10,0
	Verweilzeit in s			
	0,1	0,2	0,3	0,4
25	99,62	99,9997	> 99,9999 ⁺⁾	> 99,9999 ⁺⁾
40	99,37	99,9983	99,9999	> 99,9999 ⁺⁾
55	98,8	99,942	99,9981	99,9999
70	96,1	99,914	99,9974	99,9998
85	95,6	99,79	99,9947	99,9997
95	85,7	98,6	99,87	99,988
98 - 100	80,4	97,2	99,5	99,92

⁺⁾ Meßgrenze erreicht.

7.5.2 Vor-Ort-Prüfungen

In der Tabelle 57 sind die Ergebnisse der Vor-Ort-Prüfungen und der begleitenden Laboruntersuchungen unter simulierten Störfallbedingungen wiedergegeben. Im Jahre 1972 wurden 4 Jodfilteranlagen in den Kernkraftwerken Niederaichbach und PZEM-Borssele (Holland) geprüft und im Labor die ergänzenden Untersuchungen an Aktivkohleproben aus den Original-Chargen durchgeführt.

Tab. 57: Ergebnisse der Vor-Ort-Prüfungen und begleitenden Laboruntersuchungen der Aktivkohle unter simulierten Störfallbedingungen

Vor-Ort-Prüfungen									Laboruntersuchungen			
Nr.	Filtertyp	Kohlevolumen (l)	Volumenstrom (m ³ /h)	Verweilzeit (s)	Art des Prüfmediums	r. F. (%)	Temp. (°C)	Abscheidegrad (%)	Prüfmedium	r. F. (%)	Temp. (°C)	Abscheidegrad (%)
1	6 Filterzellen ^{+))}	330	2000	0,6	CH ₃ J	40	18	99,964	CH ₃ J ⁺⁺⁾	70	42	99,85
2	Kessel-filter	1200	3000	1,0	CH ₃ J	58	20	99,9992	CH ₃ J	98-100	85	99,998
3	Kessel-filter I	400	1000	1,0	CH ₃ J	28	21	99,9992	CH ₃ J	98-100	60	99,997
4	Kessel-filter II	400	1000	1,0	CH ₃ J	28	21	99,9993	CH ₃ J	98-100	60	99,997

+) Angeordnet in einer Filterbank.

++) Feuchtluft + 10 % CO₂

7.6 Aufbau einer Probenahmestelle für Spaltjod aus Loop-Experimenten (Jodbox)

Im Rahmen der Jodfilterentwicklung sollen zum Vergleich des Abscheideverhaltens von Jodproben aus dem Labor und echten Spaltjodgemischen verschiedene Adsorbermaterialien in dem Abgas eines Loop-Experimentes beaufschlagt werden. Die gasförmigen Spaltprodukte werden dabei aus einem angebohrten Brennstab-Prüfling freigesetzt.

Die Jodbox muß folgende Bedingungen erfüllen:

- Es darf keine Rückwirkung (z. B. Druckveränderung) auf andere Experimente geben.
- Bei Störungen an der Jodbox muß das Abgas des Loop-Experimentes sichergestellt sein.
- Das Abgas kann Pu-Aerosole enthalten. Deshalb müssen besondere Anforderungen an Dichtigkeit und Funktion der Jodbox gestellt werden. Kontaminationen sind auszuschließen.

Das Kreislaufschema der Jodbox zeigt die Abbildung 63.

Aus der Abgasleitung des Loop-Experimentes wird das Abgas über Schwebstoff-Filter der Klasse S angesaugt und mit einer Membranpumpe über eine Volumenstrommeßstelle Q₁ gepumpt. Nachgeschaltet ist eine Unterdruckmeßstelle und eine Einspeisestelle für Luft aus der Box. Durch Luftzumischung zum Abgas kann der Volumenstrom durch das Adsorbermaterial in den Testbetten (TB) auf 440 l/h gehalten werden. Damit ergibt sich eine Verweilzeit von 0,1 s pro Testbett entsprechend den Laborversuchen. Außerdem wird bei Druckdifferenzen < 50 mm WS zwischen Boxatmosphäre und Probegasleitung die Luftzufuhr über ein Magnetventil gesperrt, um kein radioaktives Abgas aus dem Loop-Experiment in die Box gelangen zu lassen. Der Volumenstrom aus Probegas und zugemischter Luft wird gemessen (Q₂). Das

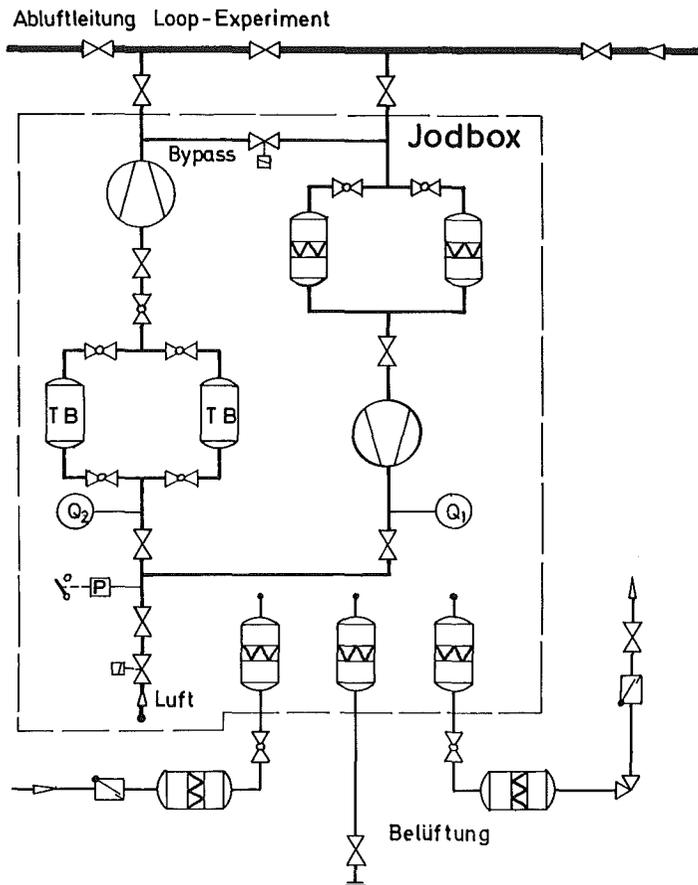


Abb.63: Kreislaufschema Jodbox

Abgas der wechselseitig beaufschlagten Testbetten wird durch eine zweite Pumpe wieder in die Abgasleitung des Loop-Experimentes zurückgefördert. Die Jodbox ist zur Unterdruckhaltung über Zu- und Abluftfilter an eine allgemeine Abgasanlage angeschlossen. Außerdem ist die Jodbox mit einer Sicherheitssteuerung versehen, die sie bei allen denkbaren Störungen wie Druckanstieg in den Leitungen und Ausfall von Pumpen von dem Abgas des Loop-Experimentes trennt und einen Bypass zur Jodbox öffnet. Dadurch wird eine kontinuierliche Absaugung des Abgases vom Loop-Experiment sichergestellt.

Es wurden bisher zwei Vorversuche zur Jodabscheidung durchgeführt. Nach 8 Stunden Sammelzeit, die die Anfahrphase des Reaktors einschloß, schieden sich in Testbetten aus AC-6120 40 mCi ^{131}J ab.

Bei kontinuierlichem Betrieb des Reaktors stellte sich eine Gleichgewichtsaktivität von 1,6 mCi ^{131}J in den Testbetten ein. Aus dem Abfall der Aktivität mit der Bett-Tiefe kann auf einen Abscheidegrad > 90 % geschlossen werden.

7.7 Untersuchung von Na-Aerosolen bei Na-Brandversuchen

Aus dem Leck eines Natriumkreislaufes austretendes Natrium reagiert mit dem Sauerstoff der Luft. Im Zusammenhang mit der Entwicklung natriumgekühlter Reaktoren wird das Brandverhalten des Natriums untersucht.

Im Falle eines Brandes kann eine erhebliche Energie frei werden. Gleichzeitig treten große Mengen von Aerosolen auf, welche radioaktive Substanzen enthalten können. Die Kenntnis der Beschaffenheit der Aerosole, der freiwerdenden Energie und der abgegebenen Menge und Zusammensetzung der Aerosole ist für eine Sicherheitsanalyse erforderlich.

Für die Filtertechnik ist im besonderen die Aufklärung der chemischen Natur der auszufilternden Partikel und ihres Reaktionsverhaltens in Luft und auf einer Filtermatte von Bedeutung. Schwebstoff-Filter können durch die Aggressivität der abgeschiedenen Schwebstoffe zerstört werden.

Im Jahre 1972 wurden vom Institut für Reaktorentwicklung (IRE) zahlreiche Versuche zur Beobachtung des Brandverlaufes von flüssigem Natrium bei Flächenbränden, Spritzbränden und Bränden an einer Rohrleitung durchgeführt. Außerdem wurden Methoden zur Eindämmung

erprobt wie z. B. Löschen mit Löschpulver, Verwendung einer speziellen Auffangwanne mit Abdeckung, Einleiten eines Schutzgases. Vom Bereich Chemie der ASS wurden dabei die abgegebenen Mengen und die Zusammensetzung der Aerosole analytisch bestimmt.

Unter anderem sollte die Frage geklärt werden, ob ein wesentlicher Anteil des luftgetragenen partikelförmigen Natriums bereits auf dem Transportweg zum Filter mit dem CO_2 der Luft reagiert und daher als relativ wenig aggressives Na_2CO_3 anfällt.

Die Probenahme zur Identifizierung der Aerosolzusammensetzung erfolgte in der Versuchshalle sowohl direkt über der Brandstelle als auch an verschiedenen Stellen der Abluftkanäle. Es wurde ein konstanter Volumenstrom der Hallenluft über Schwebstoff-Filtermatten (Durchmesser 12 cm) gesaugt.

Nach Versuchsende und Ausbau der Filtermatten wurden diese sofort in verschlossenen mit Schutzgas gefüllten Behältern zur chemischen Analyse gebracht.

Weitere Proben wurden durch Teilstromentnahme ($1,5 \text{ m}^3/\text{h}$) aus den Abluftkanälen der Versuchshalle gezogen (Astrocel Filtermatten). Das Abluftsystem besteht aus zwei unabhängigen Strängen. Die Förderleistung beträgt insgesamt $66 \text{ } 100 \text{ m}^3/\text{h}$.

Die Analysen wurden nach bekannten Methoden durchgeführt.

In Tabelle 58 und Tabelle 59 werden die Ergebnisse der chemischen Analysen der Natrium-Aerosole unter den verschiedenen Versuchsnummern des IRE aufgeführt. Ein Vergleich der Zusammensetzung der Aerosole in Tabelle 58 ergibt ein steigendes Anwachsen des Natriumcarbonatanteiles mit der Entfernung der Probenahmestelle von der Brandstelle. Ein Peroxid-Anteil in den Aerosolen ist bei Entfernungen $> 2 \text{ m}$ zwischen Brand- und Probenahmestelle nicht mehr nachzuweisen. Die Reaktion zwischen Natriumoxid-Partikeln, dem Wasserdampfgehalt der Luft und dem CO_2 (0,06 Vol. %) führt sehr schnell zu Natriumcarbonaten als Endprodukt. Dadurch wird der Angriff von NaOH auf die Glasfasern der Fasermatten eines Schwebstoff-Filterherabgesetzt.

Tab. 58: Na-Brandversuche (verschiedene Orte der Probenahme)

Versuchs-Nr.	Art des Brandes	Austritts-temperatur des Na (°C)	Austrittsrate		Ort der Probenahme	Pumpzeit (min)	Natrium-oxide (mg Na)	Natrium-carbonate (mg Na)	Gesamtmenge auf Filter (mg Na)
			l/min	l gesamt					
9	Rohrleitung horizontal Isolierung: Steinwolle	600	1	20	1,5 m über Brandstelle in der Versuchshalle	40	58,32	kein Natrium als Carbonat	58,32
12	Rohrleitung horizontal Isolierung: Steinwolle	600	10	55	2 m über Brandstelle in der Versuchshalle	30	32,94	4,45	37,39
13	Rohrleitung vertikal Isolierung: Kaowool	600	10	61	Ende Lüftungskanal; ca. 8 m von Brandstelle	20	14,7	12,91	27,61
14	Strahlerteiler-Wanne mit Abdeckung	570	10	30	Ende Lüftungskanal	5	9,33	9,64	18,97

Tabelle 59 gibt einen Überblick über die Gesamtaerosolentwicklung und Zusammensetzung bei offenen und abgedeckten Bränden in einer quadratischen Auffangwanne. Bei diesen Versuchen wurden 60-200 l flüssiges Natrium aus der Rohrleitung in die Auffangwanne bei einer Austrittstemperatur von 500 und 600^o C gepumpt. Die Dichte der entwickelten Aerosole nimmt während des Natrium-Austrittes sehr stark zu. Die Wirksamkeit der Bekämpfungsmaßnahmen von Natriumbränden wird anhand der entwickelten Aerosolmenge aufgezeigt. Ein Vergleich der Versuche 19, 21 und 22 beweist die Wirksamkeit der Auffangwanne mit Abdeckung, wobei aktive Löschmaßnahmen nicht nötig sind. Eine Reduzierung der Reaktion in der Wanne ergibt sich aus der Einspeisung von Schutzgas (Versuch 21), womit die Aerosolentwicklung bei einem Schmelbrand unter der Lochblechabdeckung weiterhin verringert wird. Der noch geringfügig anwesende Sauerstoff wird vollkommen durch Argon verdrängt.

Tab. 59 Na-Brandversuche (Probennahmestelle: Abluftleitung)

Versuchs-Nr.	Art des Brandes	Austritts-temperatur des Na (°C)	Austrittsrate		Filterung während	Natrium-oxide im Abgas (g Na)	Natrium-carbonate im Abgas (g Na)	Gesamtmenge Na im Abgas (g Na)
			l/min	l gesamt				
19	Wanne mit Abdeckung	600	15	60	Brandphase	100,76	92,06	192,82
					Schmelphase	38,09	28,08	66,17
21	Wanne mit Abdeckung und Schutzgaseinspeisung	500	15	60	Brandphase	80,06	155,10	235,16
					Schmelphase	-	28,77	28,77
22	Wanne ohne Abdeckung; anschließender Löschvorgang mit Löschpulver (> 50 % NaCl)	600	15	60	Brandphase	921,84	960,65	1882,49
					Schmelphase + Löschphase	292,697	415,27	707,97 Menge NaCl in g Na: 451,48
23	Wanne mit Abdeckung	600	50	200	Brandphase	9195,82	4916,71	14112,53
					Schmelphase	180,13	402,83	582,96

7.8 Jodmonitor

Der Jodmonitor (14, S. 204-207) (Abb. 64) zur kontinuierlichen Messung geringer Aktivitätskonzentrationen von gasförmigem ¹³¹I in Luft ist u. a. für den Einsatz in der Abluft von Reaktoranlagen vorgesehen. Störungen der Jodmessung durch Aerosol- und Edelgasaktivität sind möglichst auszuschalten.

7.8.1 Abscheidung von J₂ am Schwebstoff-Filter

Der Jodmonitor kann mit einem Schwebstoff-Filter (z. B. Luwa-Gelb) zur Reinigung der Detektor-Zuluft ausgestattet werden. Eine Filterung erscheint sinnvoll, wenn die Gefahr besteht, daß radioaktive Schwebstoffe zu merklichen Anteilen im Jodadsorber des Detektors abgeschieden werden und die Untergrundzählrate erhöhen. Es muß jedoch gewährleistet sein, daß durch ein Schwebstoff-Filter in der Detektor-Zuluft keine wesentlichen Anteile an gasförmigem Jod zurückgehalten werden.

Da elementares Jod besonders reaktionsfähig ist und außerdem stark an Oberflächen adsorbiert wird, wurden die in Tabelle 60 wiedergegebenen Abscheidungsuntersuchungen mit Jodproben durchgeführt, die durch Oxydation von ¹³¹I-markiertem Kaliumjodid mit Kaliumdichromat

hergestellt und durch nachfolgende Sublimation gereinigt wurden. Das Verfahren liefert im mg-Bereich relativ reines elementares Jod; bei trägerfreier Probenherstellung ist jedoch die Reinheit des elementaren Jodes, wie auch bei der Anwendung anderer Verfahren, nicht sehr befriedigend.

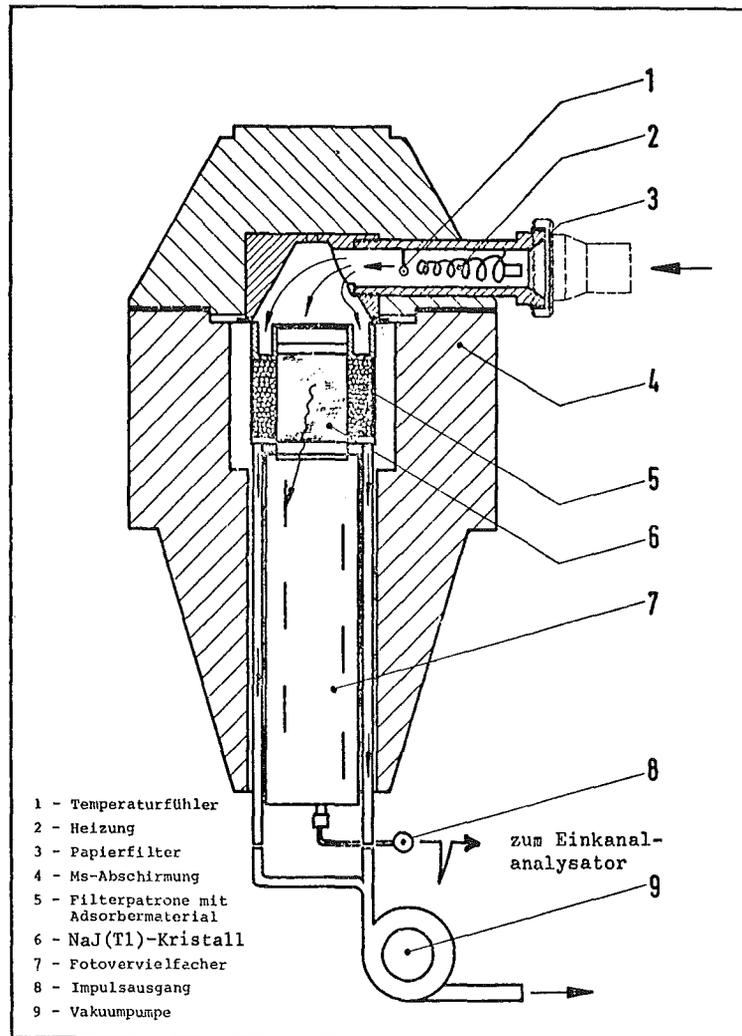


Abb. 64: Detektor des Jodmonitors mit Sammeleinrichtung

Als Trägergas wurde bei allen Versuchen gefilterte Laborluft von 30° C und 70 % relativer Feuchte verwendet. Die lineare Luftgeschwindigkeit betrug 94 cm/s. Vor der Beaufschlagung mit J₂ wurden die auf Jodabscheidung zu prüfenden Luwa-Gelb-Filter mindestens 15 min dem Feuchtluftstrom zur Konditionierung ausgesetzt. Die Dauer der Beaufschlagung mit J₂ betrug 5 min. Es wurden jeweils zwei aufeinanderfolgende Luwa-Gelb-Filter beaufschlagt. Vor Entnahme der Filter wurde die Versuchsanlage im Normalfall 5 min lang mit jodfreier Feuchtluft gespült.

Der Abscheidegrad wurde aus dem Verhältnis der ¹³¹J-Aktivität auf dem Filter zur insgesamt auf dem Filter und dem nachfolgenden Kohlebett abgeschiedenen Aktivität errechnet.

Jodkonzentration in Luft ⁺⁾ ($\mu\text{g}/\text{m}^3$)	Spülzeit (min)	η Papierfilter (%)	
		Filter 1	Filter 2
trägerfreie Probe	5	0,69	0,80
trägerfreie Probe	30	0,53	0,49
trägerfreie Probe	60	0,32	0,34
1,6	5	3,5	3,7
3,5	5	3,0	3,0
65	45	0,61	0,40
84	60	1,5	0,34
100	5	3,0	3,2
470	5	1,9	1,7
550	5	0,92	0,61
580	5	2,4	2,4
850	15	1,8	1,2
1 100	30	0,24	0,39
2 700	5	0,36	0,39

⁺⁾ Gemittelt über die Beaufschlagungsdauer von 5 min.

Tab. 60: Abscheidung von ^{131}J (beaufschlagt als elementares Jod) an Luwa-Gelb-Papierfiltern

Die Tabelle 60 zeigt, daß bei den Versuchen mit trägerfreiem Jod ein Anteil von $\leq 0,8\%$ pro Filter zurückgehalten wurde. Nach 60 min Spülzeit war noch ca. die Hälfte der ursprünglich abgeschiedenen Aktivität auf dem Filter vorhanden. Es wird daher eine chemische Bindung des Jodes am Filterpapier angenommen. Um diese Bindung zu verhindern, wurden bei weiteren Versuchen Filter eingesetzt, die einer Vorbehandlung mit Chlorgas zur Absättigung der Reaktionsfähigkeit gegenüber Halogenen unterzogen worden waren. (Bei Vorbehandlung mit inaktivem Jod tritt am Filter, wie durch weitere Versuche nachgewiesen wurde, Isotopenaustausch und damit erhöhte Abscheidung von ^{131}J ein.) Da die Reißfestigkeit der Filter durch die Chlor-Behandlung herabgesetzt wird, wurde dieses sonst aussichtsreiche Verfahren wieder aufgegeben.

Im Konzentrationsbereich zwischen 1,6 und 2 700 $\mu\text{g J}_2$ pro m^3 Luft betrug die Jod-Abscheidung an einem einzelnen Luwa-Gelb-Filter maximal 3,7 %. Die Versuchsergebnisse zeigen, daß die Rückhaltung von J_2 an frischen Luwa-Gelb-Filtern nicht zu einer wesentlichen Beeinträchtigung der Messung gasförmigen Jodes führen kann. Ob diese Aussage auch für staubbeladene Filter gilt, ist in Hinsicht auf den praktischen Einsatz in kerntechnischen Anlagen noch nachzuweisen.

7.8.2 Störung der ^{131}J -Messung durch Xe-Isotope

Um die Störung der ^{131}J -Messung durch Edelgasisotope so gering wie möglich zu halten, wird in der Filterpatrone des Detektors das Jodadsorbiermaterial AC-6120 mit der geringen spezifischen Oberfläche von ca. 110 m^2/g (BET) angewandt. Zur Messung der Empfindlichkeit

des Jodmonitors auf Xe-Kontaminationen in der Luft wurden durch den Detektor ^{133}Xe - und ^{135}Xe -Luftgemische gesaugt. Das ^{135}Xe wurde aus natürlichem Xe durch Aktivierung über die Reaktion $^{134}\text{Xe} (n;\gamma) ^{135}\text{Xe}$ hergestellt. Die Messungen wurden mit einer Fensterbreite von 20 % bei Einstellung des an den Detektor angeschlossenen Einkanal-Analysators auf den Photopeak von ^{131}J (0,36 MeV) vorgenommen.

Die bisher untersuchten ^{133}Xe -Luftgemische, die eine spezifische Aktivität bis zu $3 \mu\text{Ci}/\text{m}^3$ hatten, beeinflussten die Zählrate des Jodmonitors nicht. Weitere Versuche mit hohen spezifischen ^{133}Xe -Aktivitäten sind geplant.

Bei einer spezifischen Aktivität der angesaugten Luft von $160 \mu\text{Ci } ^{135}\text{Xe}/\text{m}^3$ ergab sich eine Erhöhung der Untergrundzählrate von 0,8 auf 6,8 Imp/s. Die Empfindlichkeit des Jodmonitors liegt bei ca. 1 Imp/s pro nCi ^{131}J . Ein Meßeffekt, der dieser Jodaktivität entspricht, wird durch eine spezifische Aktivität der durchgesaugten Luft von $27 \mu\text{Ci } ^{135}\text{Xe}/\text{m}^3$ hervorgerufen.

Während das Jod kontinuierlich in der Filterpatrone des Detektors abgeschieden wird und dadurch mit steigender Sammelzeit entsprechend der Abscheidung ansteigende Zählraten registriert werden, tritt nach Einstellung des Adsorptions-Desorptionsgleichgewichtes des Xe in der Filterpatrone kein Anstieg der Zählrate mehr ein. Dadurch wird die Störung der Jodmessung durch sehr hohe Xe-Aktivität in der angesaugten Luft mit steigender Sammelzeit weiter herabgesetzt. Der Jodmonitor erlaubt daher den Nachweis sehr geringer ^{131}J -Aktivitäten bei hoher Xe-Kontamination der Luft.

8. Meteorologie

8.1 Statistische Auswertungen

K. Nester

8.1.1 Beständigkeit der Windrichtung

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

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

\overline{v}_t = über t gemittelter Windvektor

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

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

Anhand der Windmessungen des Jahres 1968 (10-min-Mittelwerte) wurde für die Höhe 60 m und Mittelungszeiten von 1 bis 240 Stunden eine Statistik des Beständigkeitsfaktors s berechnet. In Abbildung 65 ist das Ergebnis in Form von Isolinien der Summenhäufigkeit dargestellt. Bei einer Mittelungszeit von einer Stunde liegen 90 % aller Fälle des Jahres 1968 über einem s -Wert von 0.8. Bei 12 Stunden verringert sich dieser Prozentsatz auf 50 %, um bei 24 Stunden auf 35 % zurückzugehen. Aus dieser Entwicklung erkennt man ganz deutlich die starke Abnahme der Windrichtungsbeständigkeit von einer Stunde bis zu einem Tag. Wirklich beständige Strömungsbedingungen ($s \geq 0.9$) gibt es bei einem Tag Mittelungszeit nur noch in etwa 10 % der Fälle.

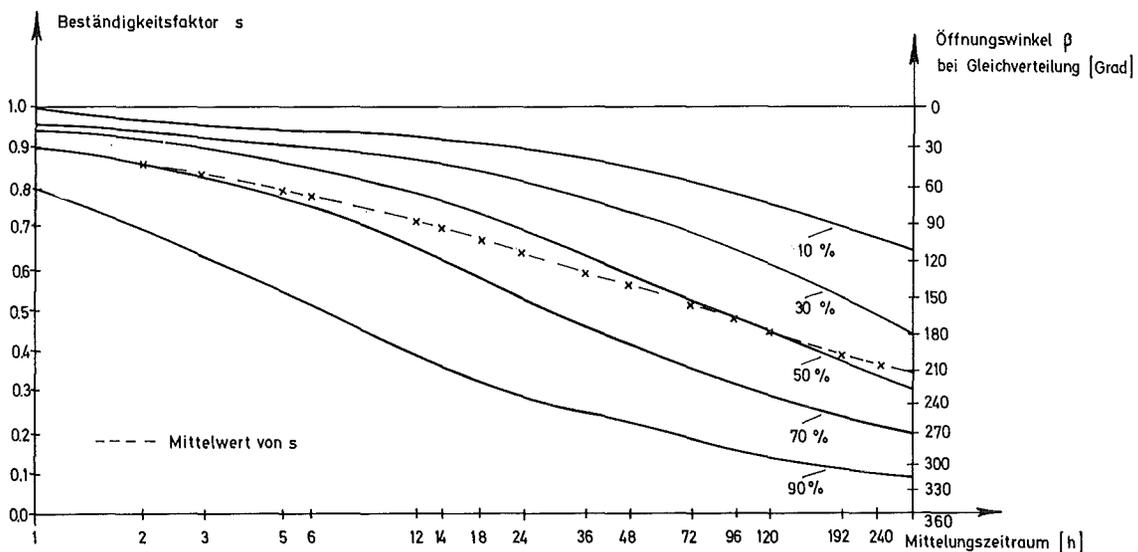


Abb.65: Isolinien-Darstellung der Summenhäufigkeit des Beständigkeitsfaktors

Der zeitliche Verlauf des Mittelwertes von s , der ebenfalls in Abbildung 65 eingetragen ist, läßt sich formal durch die Funktion

$$\overline{s} = 1 - \left(\frac{A \cdot t[h]}{B + t[h]} \right)^{\frac{1}{C}} \quad 1 \text{ h} \leq t \leq 240$$

$A = 0,476$
 $B = 129 \text{ h}$
 $C = 2,48$

anpassen. Die Funktion wurde so gewählt, daß sich für $t \rightarrow \infty$ ein von Null verschiedener \bar{s} -Wert ergibt. Für den betrachteten Zeitraum erhält man ein $\bar{s}(t \rightarrow \infty)$ von 0.26. Dieser Wert unterscheidet sich nur wenig von dem Jahreswert von s , der bei 0.23 liegt.

Die mittlere Dauer ähnlicher Wetterabläufe (bezüglich des Windes) liegt bei etwa einer Woche, wie aus dem Wert von B zu entnehmen ist, der die Größenordnung des zeitlichen Übergangs zur Statistik angibt.

Will man die Auswertung im Hinblick auf die Ausbreitung bei Störfällen verwenden, so muß man anstelle des Beständigkeitsfaktors s eine anschaulichere Größe heranziehen. Es wurde dafür der Öffnungswinkel β eines Sektors gewählt, in dem bei konstanter mittlerer Windgeschwindigkeit die Windrichtungen gleichverteilt sind. Die Beziehung zwischen s und β lautet:

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

β ist in Abbildung 65 auf der rechten Seite als Vergleichsmaßstab eingetragen. Dieser Winkel ist etwa als unterer Grenzwert für den Beaufschlagungssektor interpretierbar.

Bei einer Emissionsdauer von 6 Stunden hat man in 26 % der Fälle mit einem Beaufschlagungssektor von mehr als 90° zu rechnen. Schwankungen über 180° sind noch in 7 % der Fälle zu erwarten. Bei einer Emissionsdauer von 12 Stunden erhöhen sich die entsprechenden Prozentwerte auf 38 und 13. Dauert die Emission ein Tag, erreicht man bereits Werte von 52 % und 23 %.

Wertet man die Ergebnisse bezüglich der Ausbreitungsexperimente und geht davon aus, daß für eine gute Versuchsdurchführung für 3 bis 4 Stunden die Windrichtung (10-min-Mittel) nicht mehr als 20° variieren sollte, so verbleiben nach Abbildung 65 nur etwa 20 % aller Fälle.

8.1.2 Statistik der Höheninversionen

Zur Bestimmung der Häufigkeit und Dauer von Höheninversionen (Inversionen, deren Untergrenze über dem Boden liegt) wurden für den Zeitraum 1.11.71 bis 31.8.72 aus der Temperatur in 100 m Höhe und den sechs Temperaturdifferenzen die Temperaturen in 2 m, 30 m, 60 m, 100 m, 130 m, 160 m und 200 m berechnet. Die als 10-min-Mittelwerte vorliegenden Messungen wurden zu 1/2 h-Mittelwerten zusammengefaßt. Mit der Methode der kleinsten quadratischen Abweichung wurde das Temperaturprofil bis 200 m Höhe durch zwei lineare Profile optimal angepaßt. Aufgrund dieser Profile wurden die Höheninversionen nach den folgenden drei Bedingungen ermittelt.

- a) $\left(\frac{dT}{dz}\right)_u \leq -0,5^\circ \text{ C}/100 \text{ m}$ für die untere Schicht
- b) $\left(\frac{dT}{dz}\right)_o \geq 0,0^\circ \text{ C}/100 \text{ m}$ für die obere Schicht
- c) $\left(\frac{dT}{dz}\right)_o - \left(\frac{dT}{dz}\right)_u \geq 1,0^\circ \text{ C}/100 \text{ m}$

Durch diese Auswahl wurde erreicht, daß nur ausgeprägte Höheninversionen erfaßt wurden. Das angewandte Auswerteverfahren und die zur Verfügung stehenden Meßhöhen erlauben nur solche Höheninversionen festzustellen, deren Untergrenze zwischen 20 m und 170 m liegt, wobei die berechnete Höhe nicht als scharfe Grenze aufzufassen ist.

Die Auswertung lieferte Höheninversionen in 2,7 % des Auswertzeitraumes. Die tageszeitliche Verteilung der Höheninversionen im Vergleich zu den Bodeninversionen zeigt Abbildung 66.

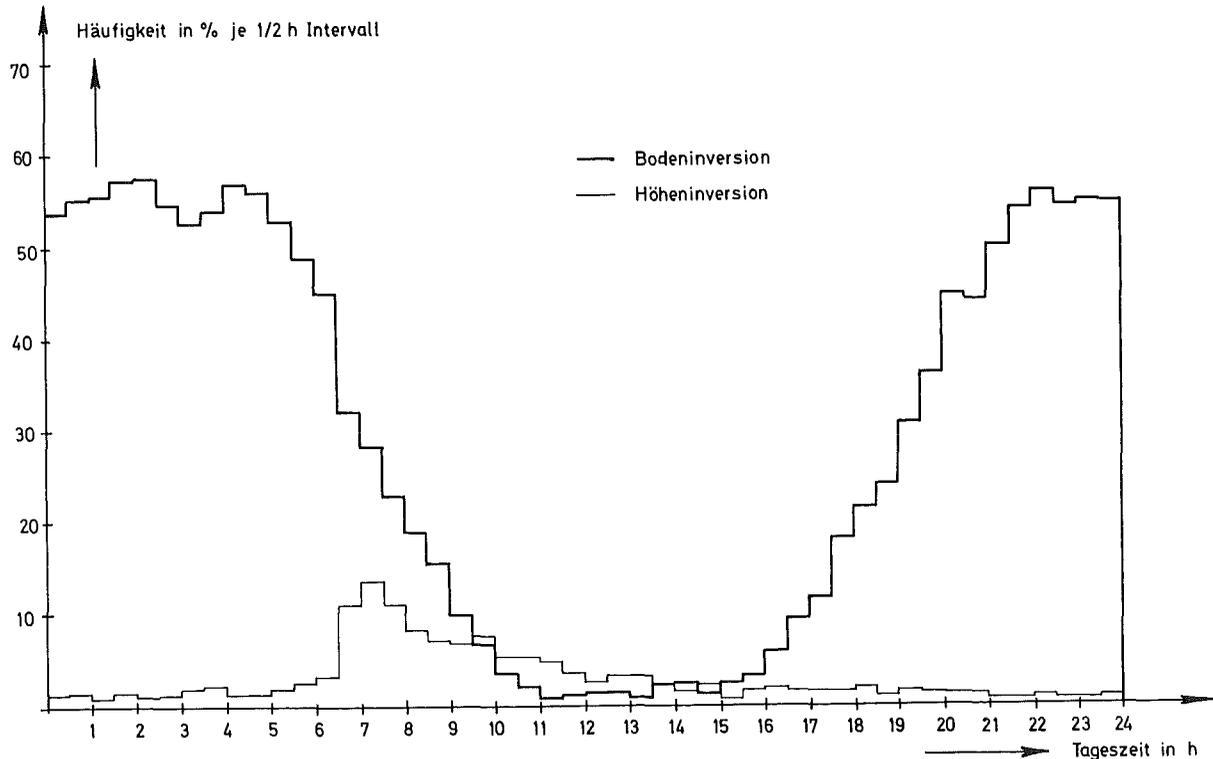


Abb.66: Mittlerer Tagesgang der Höheninversionen und Bodeninversionen

Neben der Häufigkeit ist die Beständigkeit von Höheninversionen von Bedeutung. Dabei wird als "ein Höheninversionsfall" das zeitlich ununterbrochene Vorhandensein einer Höheninversion bezeichnet. Die Höheninversionen (2,7 % = 199,5 h) setzten sich aus 166 Höheninversionsfällen mit Beständigkeiten zwischen 0,5 h und 16,5 h zusammen. Die Beziehungen zwischen Überschreitungshäufigkeit (sowohl in % der Gesamtdauer als auch in % der Fälle) und der Beständigkeit sind in Abbildung 67 dargestellt. Man erkennt z. B., daß nur 5 % der Höheninversionsfälle länger als 2,5 h dauern, diese aber noch einen Anteil von 22 % der Gesamtdauer erbringen.

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

8.1.3 Tagesgang der Windgeschwindigkeit

Aus den Messungen der 10-min-Mittelwerte der Windgeschwindigkeit aus den Jahren 1968 und 1969 in den Höhen 20 m, 30 m, 40 m, 50 m, 60 m, 80 m, 100 m, 130 m, 160 m und 200 m wurden mittlere Tagesgänge für diese Höhen berechnet. Abbildung 68 zeigt eine Isolinien-darstellung dieser Tagesgänge.

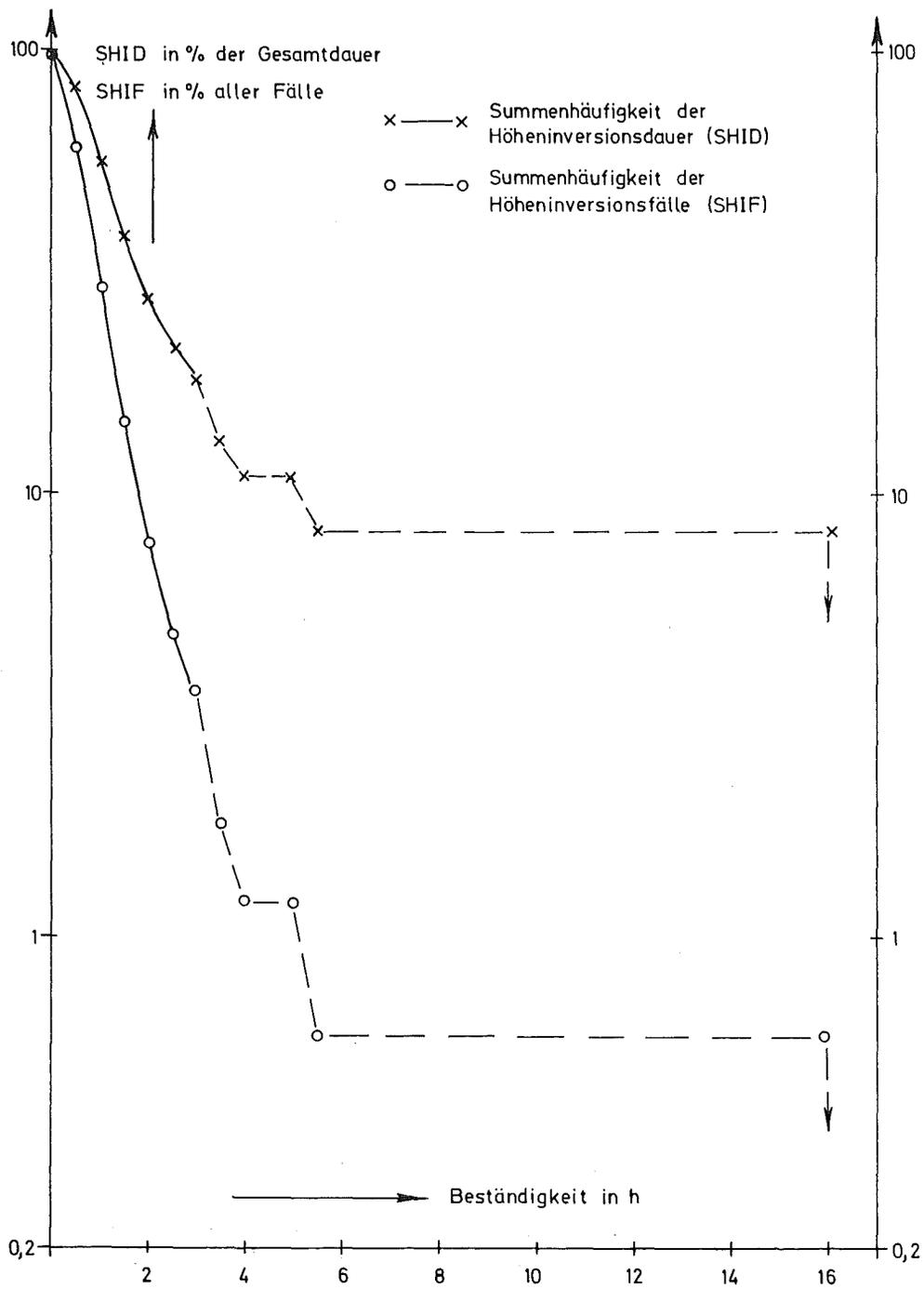


Abb.67: Häufigkeit und Beständigkeit von Höheninversionen

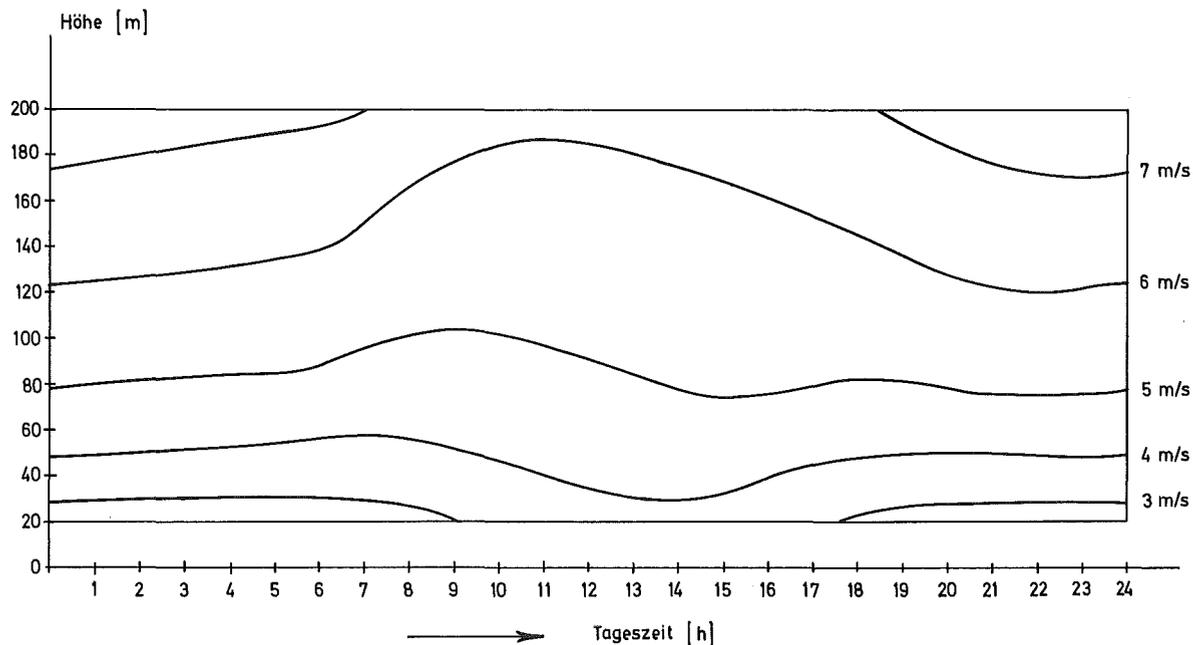


Abb. 68: Isolinien­darstellung des Tagesgangs der mittleren Windgeschwindigkeit

Im Verlauf der Isolinien spiegelt sich die mittlere tägliche Entwicklung der Austauschbedingungen in der bodennahen Atmosphäre wider.

In den Morgenstunden wird durch das Ansteigen der Obergrenze der Austauschschicht (aufgrund der Einstrahlung) Impuls verstärkt zum Boden transportiert. Dadurch steigt die Windgeschwindigkeit in direkter Bodennähe (bis 40 m) an, wohingegen sie in den darüberliegenden Schichten abnimmt. Mit zunehmender Mächtigkeit der durchmischten Schicht während des Tages wächst auch die Schicht mit zunehmender Windgeschwindigkeit.

Am späten Nachmittag nimmt aufgrund abnehmender Einstrahlung der Vertikalaustausch vom Boden beginnend wieder ab, wodurch die Windgeschwindigkeit in Bodennähe wieder zurückgeht. In den größeren Höhen (> 100 m) ist dagegen eine Windgeschwindigkeitszunahme durch die Abnahme des zum Boden gerichteten Austausches festzustellen. In der Nacht stellt sich dann ein gewisses Gleichgewicht ein. Die in den Schichten über 40 m beobachtete langsame Abnahme der mittleren Geschwindigkeit von Mitternacht bis sechs Uhr morgens läßt sich nicht durch den Austausch erklären. Hier macht sich möglicherweise ein Taleffekt bemerkbar. Wegen der geringen nächtlichen Turbulenz entsteht gelegentlich eine gewisse Entkopplung der Strömung im Tal von derjenigen in der darüberliegenden Schicht (> 200 m). Diese Entkopplung führt bis auf die direkte Bodennähe im allgemeinen zu einer Erniedrigung der Windgeschwindigkeit in der untersuchten Schicht.

8.2 Instrumentierung

H. Dilger

Im Jahre 1972 wurden weitere Erfahrungen über die mittlere Standzeit und die Langzeitgenauigkeit der am meteorologischen Meßturm und auf der Meßwiese betriebenen Geräte gesammelt. Die Ausfallzeiten der Meßwertgeber werden laufend in Datenüberwachungsblättern festgehalten, auf Lochkarten übertragen und auf die Magnetbänder übernommen. Die Ausfallstatistik ist im Kapitel 8.3 angegeben.

8.2.1 Windfahnen

Die Messung der horizontalen Windrichtung erfolgt durch Windfahnen der Firma Lambrecht, Typ 1466H. Die Geräte haben eine mittlere Verweilzeit auf dem Mast von zur Zeit 26 Monaten. Die Richtung des zum Einjustieren der Fahnen verwendeten Bezugspunktes wurde überprüft. Es wurde gezeigt, daß beim Einjustieren die Abweichungen klein gegenüber dem herstellungsbedingten Meßfehler gehalten werden können. Dieser beträgt ± 3 Grad.

8.2.2 Anemometer

Die zur Messung der horizontalen Windgeschwindigkeit verwendeten Anemometer der Firma Rosenhagen, Typ 114H bedürfen einer intensiven Wartung. Die Standzeit ist breit gestreut und reicht von einem bis zu 32 Monaten. Die Ursache der auftretenden Lagerschäden (siehe (14) S. 168) ist nach wie vor unbekannt. Ob der bei einigen Geräten durchgeführte Einbau von elektrischen Entladungsspitzen die mittlere Lebensdauer der Lager nennenswert erhöht, ist ungewiß, da die Prüfzeit noch zu kurz ist. Um eine eventuelle andere Ursache auszuschalten, wurden die in diesem Jahr ausgefallenen Geräte mit rostfreien Kugellagern bestückt.

8.2.3 Temperatur

Wie im Jahresbericht 1971 (14) beschrieben wurde, lassen sich Absoluttemperaturen langfristig genauer messen als Temperaturdifferenzen. Daher wurden dieses Jahr die Differenzmeßstellen in Absolutmeßstellen umgebaut. Neben der besseren Langzeitgenauigkeit wurde dadurch auch erreicht, daß eventuelle Fehlerursachen besser lokalisiert werden können.

8.2.4 Feuchte

Während des Jahres 1972 wurden verschiedenen Feuchtefühler getestet:

- ein Gerät mit LiCl-Fühler, Firma Sprenger, Typ E 712
- ein Gerät mit "Pernix"-Elementen, Firma Lambrecht, Typ 800N 30
- ein Gerät mit Widerstandselement, Firma Friedrichs, Typ Hygrotonic.

Als Vergleichsgerät diente ein Aspirationspsychrometer nach ASSMANN. Der Vergleich ergab folgendes:

- Das Gerät mit LiCl-Fühler zeigte die geringsten Abweichungen der Meßwerte vom Psychrometer.
- Das Gerät mit "Pernix"-Elementen reagierte - abgesehen von der größeren Meßgenauigkeit - für unsere Erfordernisse zu träge auf Feuchteschwankungen.
- Der Fühler mit Widerstandselement zeigte bis etwa 75 % relative Feuchte geringe Abweichungen. Bei größerer relativer Feuchte wurden wesentlich zu große Werte angezeigt.

Aufgrund dieser Untersuchungsergebnisse wird der Meßmast im Jahr 1973 mit LiCl-Feuchtefühlern ausgerüstet. Durch optimale Anpassung der Computerkonstanten sollte es möglich sein, den Taupunkt auf $\pm 0,4^{\circ}$ C genau zu bestimmen. Ein Gerät dieses Typs ist auf der Meßwiese installiert.

8.2.5 Vektor-Fahne

Eine Vektor-Windfahne der Firma Meteorology Research Inc., Typ 1053 Mk III, s. Abbildung 69



Abb. 69: Vektor-Windfahne

gilt für die mittlere Abweichung:

$$\eta = |\bar{x}| = 2 \int_0^{\infty} x N(x) = \sqrt{\frac{2}{\pi}} \sigma \quad \text{oder} \quad \sigma = \sqrt{\frac{\pi}{2}} \eta$$

Die Elektronik erzeugt die mittlere Abweichung η der Meßgröße ϕ durch Gleichrichtung und anschließende Integration; σ wird durch den Verstärker angepaßt. Durch die Wahl der Zeitkonstanten in der Eingangs- und Integrationsstufe können Schwankungen mit einer Periodendauer bis zu maximal 400 s erfaßt werden. Die untere Grenze ist mechanisch bedingt und dürfte etwa bei einer halben Sekunde liegen.

Im Betrieb traten Ausfallzeiten infolge von Defekten und systematischen Fehlern auf. Defekte traten an folgenden Teilen auf: am Schwanz der Fahne, am Kugellager des Propellers, an einer Verstärkerplatte und am Schleifpotentiometer für die horizontale Richtungsmessung. Systematische Fehler traten bei Regen und Reifansatz auf. Der Schwanz der Fahne hängt etwa bis eine Stunde nach Beendigung des Regens nach unten; bei Reifansatz bis zur Beendigung der Wetterlage. Eine solche Wetterlage dauerte bisher maximal zwei Tage.

Es zeigte sich, daß immer eine Vektorfahne in Reserve gehalten werden muß, um kontinuierlich messen zu können. Erste qualitative Betrachtungen haben ergeben, daß eine stärkere Korrelation zwischen dem Temperaturgradienten und der vertikalen Fluktuation σ_{ϕ} vorhanden ist, während die horizontale Fluktuation σ_{θ} häufig von σ_{ϕ} entkoppelt ist.

8.3 Datenerfassung

P. Thomas

8.3.1 Betrieb der Datenerfassungsanlage

Der Prozeßrechner PDP-8/I (siehe Abb. 70) wurde im Oktober 1971 über CALAS (Computer Aided Laboratory Automatic System) an den in der Datenverarbeitungsanlage stehenden Telefunken-

wurde während des Jahres zuerst auf der Meßwiese und im letzten Jahresdrittel auf 100 m Höhe montiert und an die automatische Datenverarbeitungsanlage angeschlossen.

Die Fahne ermöglicht die gleichzeitige Registrierung der horizontalen und vertikalen Windrichtung und der Windgeschwindigkeit in Richtung des momentanen Windvektors. Die horizontalen und vertikalen σ -Werte werden elektronisch berechnet. Unter der Voraussetzung, daß die Meßgröße ϕ einer Normalverteilung gehorcht, d. h.

$$N(\phi - \bar{\phi}) = N(x) = \frac{1}{\sigma \sqrt{2\pi}} \exp - \frac{x^2}{2\sigma^2},$$

- x die Abweichung vom Mittelwert der Meßgröße
- σ die mittlere quadratische Abweichung
- N(x) die Verteilungsdichte

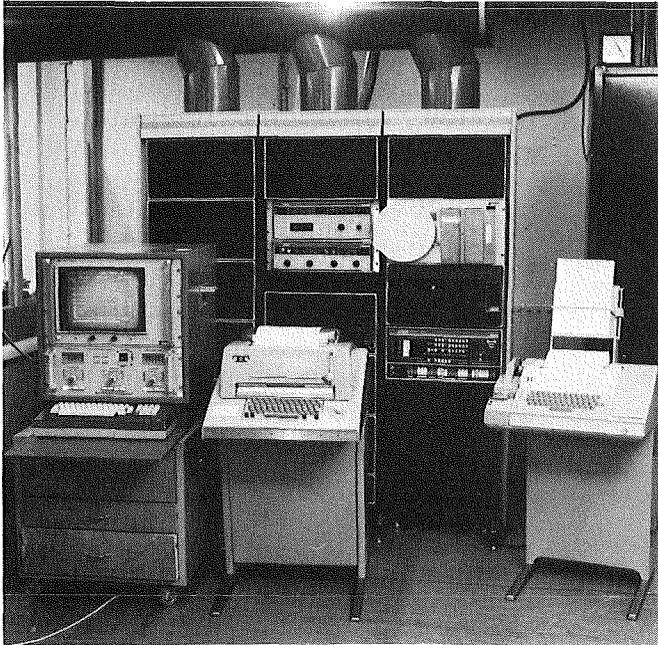


Abb. 70: Datenerfassung

rechner TR-86A angeschlossen. Die von der PDP-8/I bereitgestellten 10-min-Datensätze werden durch die TR-86A auf Magnetband und die jeweils letzten 144 Sätze (\approx 24 Stunden) auf Platte gespeichert. Gleichzeitig werden die Sätze auf Lochstreifen gestanzt. Diese Maßnahme war wegen der häufigen Ausfälle der Übertragung zur TR-86A notwendig. Im 3. Quartal 1971 arbeitete das System CALAS nur zeitweise ganztägig. Durch eine Reihe von Verbesserungen wurde das Datenübertragungssystem (software und hardware) ertüchtigt. Ab 15.5.72 werden die Daten allein über CALAS erfaßt. Nur bei Ausfall oder Wartung der TR-86A werden die Daten noch automatisch auf Lochstreifen gestanzt.

Die auf dem Plattenspeicher befindlichen Daten sind sofort verfügbar. Sie können in übersichtlich aufbereiteter Form auf ein Sichtgerät in der Meßwarte übertragen und auf einem Schnelldrucker in der DVZ gelistet werden. Zusätzlich werden einige ausgewählte Daten (Windrichtung, Windgeschwindigkeit, Temperatur in 3 verschiedenen Höhen; Temperaturdifferenz 30 m/100 m, Taupunkttemperatur, kurzweilige Abwärtsstrahlung) mit Datum und Uhrzeit als Protokollzeile auf einem Fernschreiber alle 10 min ausgegeben. Die auf Magnetband gespeicherten Datensätze stehen - wegen der notwendigen Umspeicherung und Kontrolle - erst nach ca. 4 Wochen zur weiteren Auswertung zur Verfügung.

8.3.2 Verfügbarkeit der Anlage

Im Zeitraum vom 1.12.71 bis 30.11.72 gingen durch Wartung und Reparatur der gesamten Anlage 4759 von 52 704 maximal möglichen 10-min-Datensätzen verloren. Das ergibt eine Ausfallrate von 9 %.

Zusätzlich fielen die einzelnen Geber durch Wartung und Reparatur (sowohl der Geber selbst als auch der zugehörigen Elektronik) in folgendem Umfang aus:

Anemometer (alle Meßhöhen außer 2 m)	etwa 1 %
Windfahnen (außer Vektorfahne)	< 1 %
Temperaturen, absolut	im Mittel 3 %
Luftdruck	1 %
Niederschlag	< 1 %
Strahlung, kurz- u. langwellig, abwärts	~10 %
Strahlung, alle anderen Fühler	< 1 %

Die Angaben in % beziehen sich auf die Zeit, während der die Anlage in Betrieb war. Bei den Absoluttemperaturen beziehen sie sich auf den Zeitraum seit Umbau der Temperaturmessung (9.10.72).

Um häufig auftretende Fehler besser erkennen und beseitigen zu können und um zweckmäßige Wartungsintervalle festzulegen, wird über alle auftretenden Fehler Buch geführt.

8.3.3 Änderungen und Verbesserungen der Anlage

- Der Kernspeicher der PDP-8/I wurde von 12 K auf 16 K erweitert.
- Das meteorologische Datenerfassungs- und -berechnungsprogramm der PDP-8/I wurde geändert:
 - Die Temperaturdifferenzen werden nicht mehr gemessen; statt in 3 werden die Absoluttemperaturen nun in 7 Höhen gemessen; die Differenzen werden aus den Mittelwerten der Temperaturen berechnet.
 - Jeweils 5 Meßwerte zweier Vektorfahnen (horizontale und vertikale Windrichtung, deren Schwankungsbreiten, Absolutwert der Windgeschwindigkeit) können erfaßt werden.
 - Findet nach Ablauf des 10-min-Zyklus keine Datenübertragung statt, so wird jede Minute ein neuer Übertragungsversuch gestartet. Das geschieht so lange, bis der Versuch erfolgreich war, jedoch maximal nur bis zur 8. Minute nach Zyklusende.
- Seit Anfang Dezember 1972 können die Windgeschwindigkeiten in allen Höhen, die Windrichtung in 100 m Höhe und das vertikale Temperaturprofil vom Plattenspeicher auf ein Sichtgerät in der Schaltwarte des FR 2 zur ständigen Verfügung des bei Alarmfällen zuständigen Einsatzleiters vom Dienst übertragen werden.
- Ende 1972 wurde die Kapazität des Plattenspeichers verdoppelt. Jetzt können die Daten der vergangenen 48 Stunden am Sichtgerät aufgerufen werden. Die Kontrolle der an Wochenenden und Feiertagen erfaßten Daten vereinfacht sich damit.
- Es ist geplant, die Übertragungseinheiten mit abgeschirmten Kabeln zu versehen und den Datenverkehr zwischen Klein- und Großrechner sichtbar zu machen. Das Orten auftretender Fehler soll damit erleichtert werden.

8.4 Datenorganisation und Auswertung

D. Nagel

Die vom Prozeßrechner PDP-8/I gestanzten Lochstreifen wurden mit dem Programm BINTAP (siehe [14]) verarbeitet. Dieses Programm erstellte vor dem Beschreiben des Magnetbandes A eine Kopie von A auf einem zweiten Band B. Falls der Job wegen Fehlern im Lochstreifen abgebrochen wurde, konnten die Lochstreifen, nachdem fehlerhafte Teile entfernt worden waren, nochmals mit BINTAP verarbeitet werden, da der ursprüngliche Inhalt des Bandes A noch als Kopie auf Band B vorhanden war. Für dieses Arbeitsverfahren wurden ständig zwei Bänder belegt. Der Suchwert für ein bestimmtes Datum wuchs mit der Zahl der abgespeicherten Datensätze.

Seit dem 9.10.72, 12.00 Uhr, arbeitet der Rechner PDP-8/I mit einem modifizierten Programm. Damit sind 13 weitere Meßwerte zu verarbeiten. Da die Programme zum Verarbeiten der Daten geändert werden mußten, wurde auch die Organisation verbessert. Die Lochstreifen-
daten eines Monats werden in einem Label zusammengefaßt. Bei fehlerhaftem Beschreiben des Bandes kann der verlorengegangene Label schnell neu erstellt werden. Auch die Zugriffszeit für ein bestimmtes Datum hat sich dadurch wesentlich verkürzt. Die Lochstreifen-
daten werden nicht mehr durch das Unterprogramm PRUEF kontrolliert, da es günstiger ist, alle Daten gemeinsam auf den Quartalbändern zu korrigieren.

Mit dem Programm BINTAP wurden 160 Lochstreifen auf Magnetband gebracht. Das Programm DATAP schnitt Lochstreifen-
daten und Daten des Telefunkenbandes für 14 Monate zusammen.

Die Unterprogramme CVERT und WRIDAT wurden für den neuen Datenblock geändert und mit dem Unterprogramm KREIS an ein neues Hauptprogramm angeschlossen, welches ein Anfangsdatum sucht und eine gewünschte Anzahl von Datenblöcken ausgibt. Zur Überwachung und zur weiteren Auswertung wurden die Daten bestimmter Zeitspannen gesucht und zur Verfügung gestellt.

Die von den Gebern gelieferten Meßwerte werden täglich am Bildschirm auf eventuelle Fehler hin geprüft. Die bereits abgespeicherten falschen Werte werden auf dem Quartalsband mit einem neu erstellten Programm durch die fiktive Zahl 1999 ersetzt.

Die Ausgangsdaten vieler statistischer Betrachtungen sind Stunden- oder 30-Minuten-Mittelwerte. Aus den routinemäßig erzeugten 10-Minuten-Mittelwerten berechnet ein Fortran-Programm über eine Stunde gemittelte Streuungswerte der horizontalen Windrichtungsfluktuation sowie die Stundenmittelwerte der Windrichtung und der Windgeschwindigkeit in allen vorhandenen Höhen. Ein weiteres Programm berechnet 30-Minuten-Mittelwerte der Temperaturen. Die Ergebnisse dieser Programme werden auf Magnetband gespeichert. Der mittlere Tagesgang der Windgeschwindigkeit kann für jede der vorhandenen Höhen mit frei wählbaren Windgeschwindigkeitsstufen berechnet werden. Das Anfangs- und das Enddatum des zu betrachteten Zeitraumes wird eingelesen. Die Ergebnisse druckt das Programm tabellarisch für die einzelnen Höhen aus.

Die Windrichtungs- und Windgeschwindigkeitswerte, die für das Jahr 1969 in Kartenform vorlagen, wurden auf Band eingelesen.

9. Umweltschutz

9.1 Strahlenbelastung der Umgebung des Kernforschungszentrums Karlsruhe

W. Hübschmann, K. Nester, D. Papadopoulos

Für das Kernforschungszentrum Karlsruhe und seine Umgebung wird jährlich die Strahlenbelastung infolge der gemessenen sowie der zu erwartenden radioaktiven Emissionen in die Atmosphäre berechnet.

9.1.1 Strahlenbelastung im Jahre 1972

Die Tabelle 61 zeigt die im Jahre 1972 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 1972 zu berechnen. Es wurden nur diejenigen Emittenten berücksichtigt, die merklich zur Gesamtemission eines Nuklids bzw. einer Nuklidgruppe beitragen. Die Nuklidgruppen A, B und C sind in Tabelle 20 erläutert. Die tatsächlichen Emissionen waren wesentlich niedriger als im Abluftplan vorgesehen (vergl. Tab. 36 in [14]). Dementsprechend sind auch die Strahlenbelastungen niedriger als vorher in (14, S. 131-133) abgeschätzt.

Emittent	Kamin- höhe m	Emission je Nuklidgruppe bzw. Nuklid					
		Gruppe A mCi	Gruppe B mCi	Gruppe C mCi	Kr-85 Ci	Ar-41 Ci	H-3 Ci
WAK	60	3,75	130		67 710		
FR 2	99					145 818	602,8
MZFR	99,5			955			542
ADB (536)	70	1,74	170				

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

Tab. 61: Mit der Abluft emittierte Radioaktivität* im Jahre 1972

Die berechneten Strahlendosen in den umliegenden Ortschaften und am Zaun des KFZK zeigt Tabelle 62. Es handelt sich dabei grundsätzlich um Ortsdosen, d. h. um die Dosen, die am Aufpunkt mit einem das ganze Jahr 1972 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 Strahlung abschirmen.

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

Die äußere β -Strahlung wird im wesentlichen durch das von der WAK emittierte ^{85}Kr verursacht. Die monatliche Abgaberate schwankt stark. Daher mußte die Dosis für jeden Monat einzeln berechnet werden. Da nur die Gesamtmonatsemission 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.

Ortschaft	γ -Dosis infolge äußerer γ -Strahlung mrem/a	β -Dosis infolge äußerer β -Strahlung mrem/a	Tritium-Inhalationsdosis mrem/a	Knochenndosis durch Nuklide der Gruppe A mrem/50a	Lungendosis durch Nuklide der Gruppe B mrem/a
Graben	3,4	1,7	0,006	0,9	0,010
Neudorf	2,5	1,5	0,005	0,7	0,008
Friedrichstal	2	0,9	0,003	0,5	0,004
Spöck	1,2	0,6	0,002	0,3	0,003
Neuthard	1,5	1,3	0,005	0,6	0,006
Karlsdorf	1,2	0,9	0,004	0,4	0,005
Staffort	0,6	0,5	0,002	0,3	0,003
Blankenloch	1	0,5	0,002	0,3	0,003
Hagsfeld	0,6	0,7	0,003	0,3	0,002
Karlsruhe (Markt)	0,6	0,6	0,002	0,3	0,003
Neureut	2,3	1,1	0,003	0,5	0,007
Eggenstein	5	2,3	0,007	1,0	0,014
Leopoldshafen	5	2,4	0,004	1,6	0,008
Linkenheim	1	0,9	0,003	0,6	0,005
Hochstetten	2	0,9	0,003	0,6	0,005
Liedolsheim	1,2	0,9	0,002	0,5	0,008
Rußheim	0,6	0,7	0,002	0,4	0,006
Leimersheim	0,8	0,7	0,002	0,4	0,004
Nordtor	35	1,5	0,003	1,6	0,009
Südtor	13	1,9	0,006	1,2	0,010
Zaun NO von FR 2	27	1,7	0,008	1,2	0,015
Zaun SW von FR 2	20	2,2	0,006	1,3	0,014

Tab. 62: Ortsdosen infolge radioaktiver Emissionen im Jahre 1972

In die Ausbreitungsrechnung wurden die am meteorologischen Turm gemessenen und ermittelten Ausbreitungsparameter des jeweiligen Monats eingesetzt. Die Tritiumemission des FR 2 und des MZFR wird als eine über das Jahr 1972 gleichmäßig verteilte Emission behandelt.

Die Emissionen im Rahmen der Nuklidgruppen A und B wurden zum großen Teil von der ADB, Bau 536, abgegeben, wobei die Emissionen im Monat Mai 1972 überwiegen. Für diese Emissionen liegen Nuklidanalysen vor. Unter den Nukliden der Gruppe A überwiegt bezüglich der verursachten Strahlendosis ^{239}Pu . Der gewichtete Dosisfaktor (Knochenndosis, über 50 Jahre integriert) beträgt: $g_A = 1,3 \cdot 10^6 \text{ rem/s pro Ci/m}^3$.

In der Nuklidgruppe B überwiegen die eine Lungenbestrahlung verursachenden Nuklide mit dem gewichteten Dosisfaktor $g_B = 240 \text{ rem/s pro Ci/m}^3$.

Die Emission wurde wiederum als gleichmäßig verteilt über den ganzen Monat angenommen. Die Dosiswerte in den letzten beiden Spalten der Tabelle 62 sind daher als "mögliche" Dosiswerte anzusehen.

9.1.2 Abschätzung für das Jahr 1973

Die Tabelle 63 zeigt die angemeldeten radioaktiven Emissionen im Bereich des KFZK gemäß Abluftplan 1973. Gegenüber dem Abluftplan des Vorjahres wurden alle Emissionswerte des TU-Instituts um eine Größenordnung herabgesetzt. Damit ist allerdings nur eine unwesentliche Reduzierung der Gesamtemissionen des KFZK verbunden.

Emittent	Kamin- höhe m	A mCi/a	Emission je Nuklidgruppe bzw. Nuklid					
			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	800	350 000		5 000	1,0
FR 2	99	3	1,5	3 000		220 000	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	6 000				
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	0,01	0,015	1				
INR	12	-	-	-			100	

Tab. 63: Angemeldete Emissionen des KFZK im Jahre 1973 in Ci/a bzw. mCi/a

Ort	Strahlendosis in mrem/a				Nuklid- gruppe B	Tritium- Inhalation	integrierte Dosis in mrem/50 a infolge Pu-239- Inhalation
	äußere γ-Strahlung	äußere β-Strahlung	J-131- Inhala- tion				
Graben	5,1	4,4	0,06	0,15	0,10	1,8	
Neudorf	3,8	3,1	0,05	0,11	0,08	1,4	
Friedrichstal	2,8	3,5	0,06	0,12	0,08	1,7	
Spöck	1,8	2,7	0,04	0,07	0,06	1,0	
Neuthard	2,2	4,0	0,11	0,26	0,18	3,4	
Karlsdorf	1,8	3,7	0,08	0,18	0,14	2,4	
Staffort	0,9	1,1	0,02	0,04	0,04	0,7	
Blankenloch	1,5	1,0	0,02	0,04	0,04	0,5	
Hagsfeld	0,9	1,2	0,02	0,05	0,04	0,6	
Karlsruhe Markt	0,8	1,1	0,02	0,04	0,04	0,5	
Neureut	3,5	2,0	0,04	0,08	0,06	1,1	
Eggenstein	7,5	4,1	0,07	0,14	0,10	2,0	
Leopoldshafen	7,5	7,5	0,12	0,28	0,16	3,5	
Linkenheim	1,5	2,4	0,06	0,13	0,08	1,5	
Hochstetten	2,8	2,3	0,04	0,1	0,06	1,1	
Liedolsheim	1,8	1,7	0,03	0,07	0,04	0,8	
Rußheim	0,8	1,3	0,02	0,05	0,04	0,6	
Leimersheim	1,2	1,8	0,05	0,12	0,06	1,2	
Nordtor	50	8,7	0,10	0,24	0,12	3,0	
Südtor	20	3,8	0,10	0,18	0,12	2,6	
Zaun NO von FR 2	40	7,0	0,12	0,2	0,14	4,3	
Zaun SW von FR 2	30	4,4	0,11	0,25	0,16	3,5	

Tab. 64: Abschätzung der zusätzlichen Strahlenbelastung im KFZK und in der Umgebung auf der Basis des Abluftplanes für 1973

Außerdem wurde die Abgabegrenze für KNK in der Nuklidgruppe C (Gase) von 30 000 auf 8 000 Ci/a reduziert. Dafür erhöhte sich allerdings die Emissionsgrenze der ADB in dieser Gruppe um 530 Ci/a.

Die Berechnungsverfahren wurden verbessert und der Betriebsweise der Emittenten angepaßt. Bei der Berechnung der Ortsdosen, s. Tabelle 64, wurde folgendermaßen verfahren:

Nuklidgruppe A: Es wird eine Emission von ausschließlich ^{239}Pu angenommen. Dieses Nuklid induziert die - nach ^{231}Pa und ^{249}Cf - höchste Knochendosis in dieser Gruppe.

Nuklidgruppe B: 1/10 der Aktivität dieser Nuklidgruppe darf als Radiojod emittiert werden und wird als solches 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 (Reaktorleistung 1 000 kW), 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 ^{41}Ar emittieren können, wird die Emission dieses Nuklids unterstellt. Denjenigen, welche Tritium emittieren können, wird (ggf. zusätzlich) eine Tritium-Emission unterstellt. Damit lassen sich alle Emittenten erfassen. Die γ -Dosisgrenzen ändern sich gegenüber dem Vorjahr nur unwesentlich. Die errechneten Isodosen zeigt Abbildung 71.

Bei der Berechnung der äußeren β -Bestrahlung durch ^{85}Kr wurde ein neues Verfahren angewendet. Entsprechend der intermittierenden Emission der WAK wurde angenommen, daß das ^{85}Kr gleichmäßig während der Dauer von 6 Stunden pro Tag abgegeben wird. Da die Tageszeit gleichbleibt, führt diese Betrachtungsweise zu einer höheren Dosis als die gleichmäßige Abgabe über täglich 24 Stunden.

Als ungünstigste Tageszeiten wurden zwei Zeitspannen ausgewählt:

Fall a: 10 Uhr - 16 Uhr; Fall b: 0 Uhr - 6 Uhr

Wegen des Vorherrschens labiler Situationen im Zeitraum a liefert dieser die höheren Dosen in der Nähe; wegen des Vorherrschens stabiler Situationen im Zeitraum b liefert dieser die höheren Dosen in der Ferne ($> 2 \text{ km}$). Da die Emission der WAK tatsächlich nicht auf 6 Stunden, sondern auf 2 Stunden konzentriert ist, ist durch die Streckung und Verteilung auf 6 Stunden bereits einer Verschiebung des Emissionsbeginns um bis zu 4 Stunden Rechnung getragen. Abbildung 72 zeigt die Isodosen bei Emission im Zeitraum a.

9.2 β - und γ -Belastung in der Umgebung der KNK II

D. Papadopoulos

Für KNK II wurde die Umgebungsbelastung durch β - und γ -Strahlung bei drei verschiedenen Emissionen abgeschätzt (s. Tab. 65). Die Emission wird als Daueremission angenommen. Einzelheiten der Berechnungsverfahren können aus [11] entnommen werden. Es wird die Ausbreitungsstatistik des Kernforschungszentrums Karlsruhe des Jahres 1968 [31] verwendet.

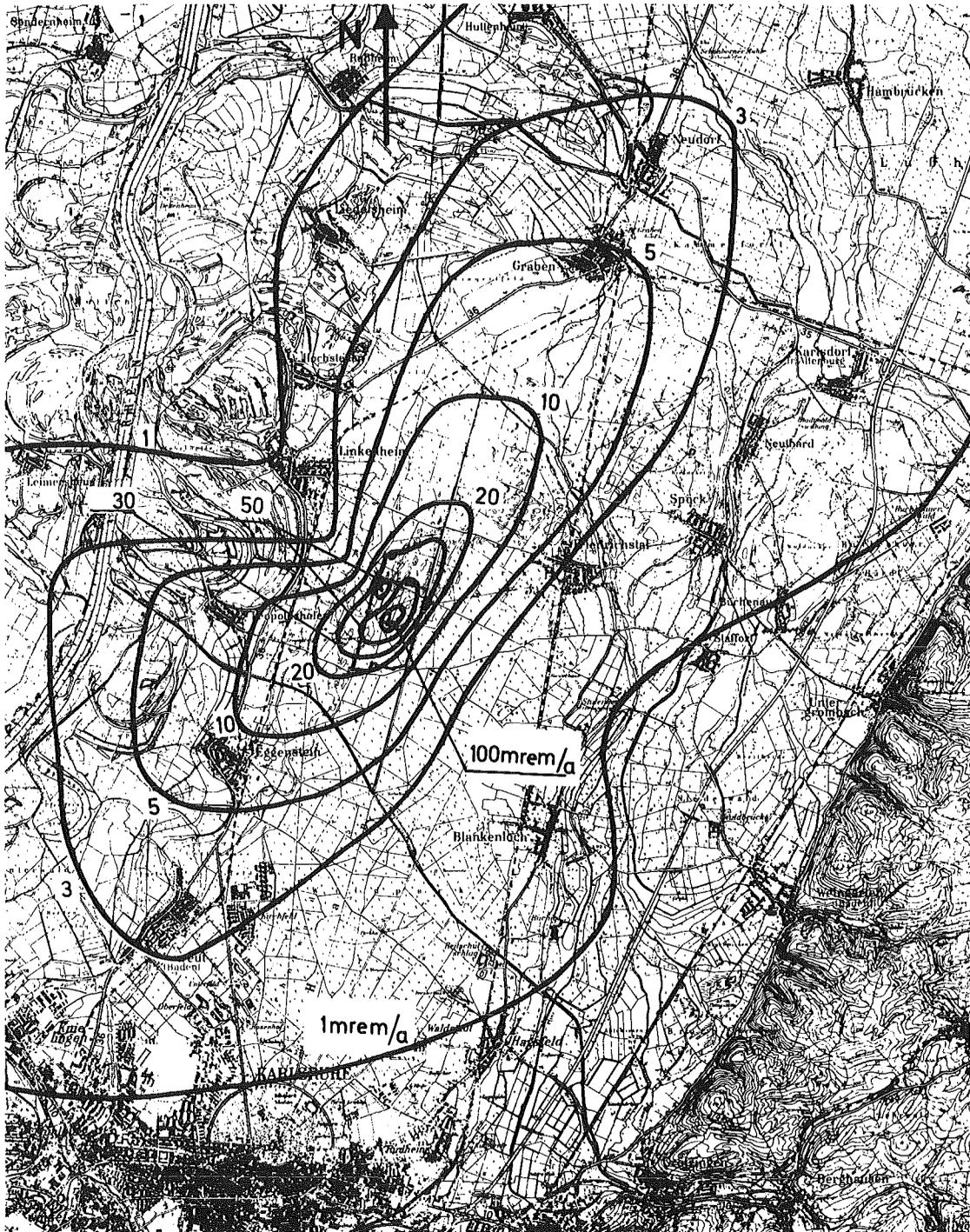


Abb.71: γ -Isodosen



Abb. 72 Isolinien der β -Dosen durch $Kr-85$ -Emission der WAK

(Emissionszeitraum 10 - 16 Uhr)

Fall	Nuklid	Emission Ci/a	Fall	Nuklid	Emission Ci/a
A	^{41}Ar	$1,0 \cdot 10^2$	C	^{133}Xe	$1,2 \cdot 10^3$
B	^{41}Ar	$1,0 \cdot 10^2$		^{135}Xe	$3,8 \cdot 10^3$
	^{133}Xe	$1,0 \cdot 10^4$		$^{135\text{m}}\text{Xe}$	$1,8 \cdot 10^3$
				^{137}Xe	$2,6 \cdot 10^3$
				^{138}Xe	$4,2 \cdot 10^2$
				^{87}Kr	$1,1 \cdot 10^2$
				^{88}Kr	$2,5 \cdot 10^2$
				^{89}Kr	$5,0 \cdot 10^1$

Tab. 65: Fallgruppen für die Abschätzung der Strahlenbelastung infolge Emissionen der KNK II

Die Berechnung der γ -Dosen wurde für die Nuklide ^{41}Ar , ^{133}Xe , ^{87}Kr , ^{88}Kr und die Nuklidpaare $^{135}\text{Xe}/^{135\text{m}}\text{Xe}$ und $^{137}\text{Xe}/^{138}\text{Xe}$ einzeln durchgeführt.

Die Abbildungen 73 und 74 zeigen die β - und γ -Isodosen für den Fall B der Tabelle 65.

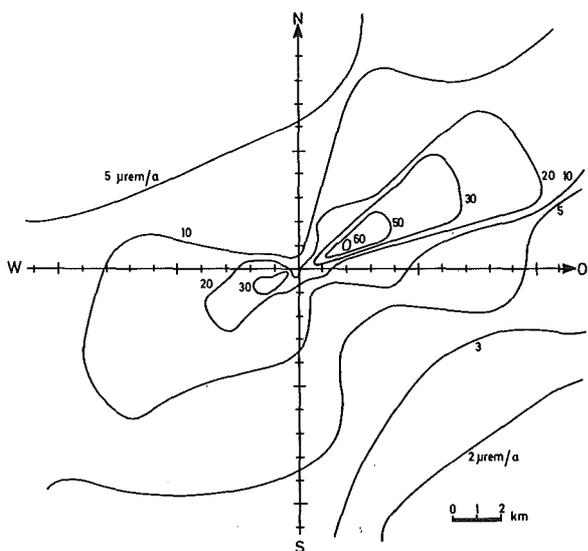


Abb. 73: β -ISODOSEN
FALL B

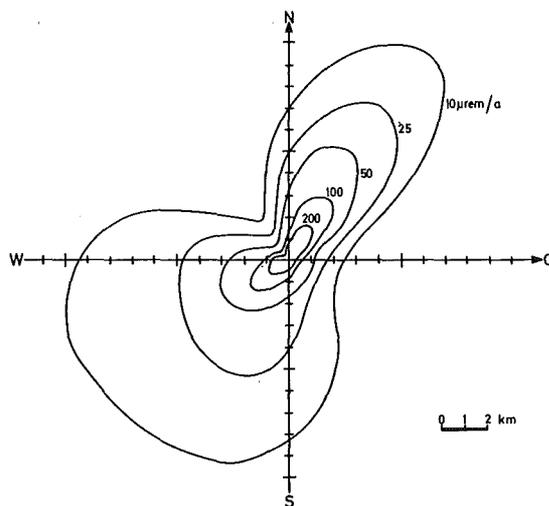


Abb. 74: γ -ISODOSEN
FALL B

9.3 Strahlenbelastung durch Jod bei Reaktorunfällen mit Kühlmittelverlust und undichtem Sicherheitsbehälter

W. Hübschmann

Beim GaU-Modell leichtwassermoderierter Reaktoren wird angenommen, daß das Primärkühlmittel infolge eines Rohrbruches in den Sicherheitsbehälter ausströmt. Der Sicherheitsbehälter bleibt intakt. Für den hypothetischen Fall, daß der Sicherheitsbehälter undicht wird, wurde die Strahlenbelastung der Bevölkerung durch radioaktives Jod abgeschätzt.

Bezüglich der emittierten Jodmenge werden zwei Fälle unterschieden:

- Fall A: Die Brennstäbe werden ausreichend gekühlt, so daß keine zusätzlichen Hüllenschäden auftreten.
- Fall B: 1 % der Brennstabhüllen reißen während des Kühlmittelverlustes; die im Gasplenum enthaltene Jodaktivität (ca. 6 % des Jodinventars) tritt ins Kühlmittel aus.

Es werden die für einen 1 300 MWe-Druckwasserreaktor repräsentativen Werte verwendet. Das Ausströmen des Primärwassers in den Sicherheitsbehälter ist nach 10 s abgeschlossen. Der Innendruck ist hoch genug (4 bis 6 ata), daß im Leck des Sicherheitsbehälters das kritische Druckverhältnis überschritten wird und das Dampf-Luft-Gemisch mit Schallgeschwindigkeit ausströmt. Dadurch findet eine intensive Durchmischung mit der Umgebungsluft statt. Die Dampf-Luft-Schwaden erfahren einen Auftrieb und werden mit der Luftströmung abtransportiert. Es wurde ein Leckquerschnitt von 200 cm² angenommen.

Der Aufstieg der Dampffahne wurde konservativ nach G.A. Briggs; Plume Rise, TID-25075 abgeschätzt. Der den Aufstieg verstärkende Effekt des Wasserdampfes (siehe Steven; Rise and Condensation of Large Cooling Tower Plumes; J. Appl. Met. 11 (1972) 793-799) liegt im Bereich der Unsicherheit der übrigen Annahmen und wurde zunächst vernachlässigt. Bei der Berechnung der Bodenkonzentration wurden alle im Kernforschungszentrum Karlsruhe in den Jahren 1968/69 beobachteten Wettersituationen berücksichtigt (K. Nester; Statistische Auswertungen der Windmessungen im KFZK aus den Jahren 1968/69, KFK 1606, Juni 72). Es wurde angenommen, daß etwa die Hälfte des anfänglich im Sicherheitsbehälter vorhandenen Dampfes ausströmt, und daß die anfängliche Ausströmrate über einen entsprechenden Zeitraum (einige Stunden) konstant bleibt.

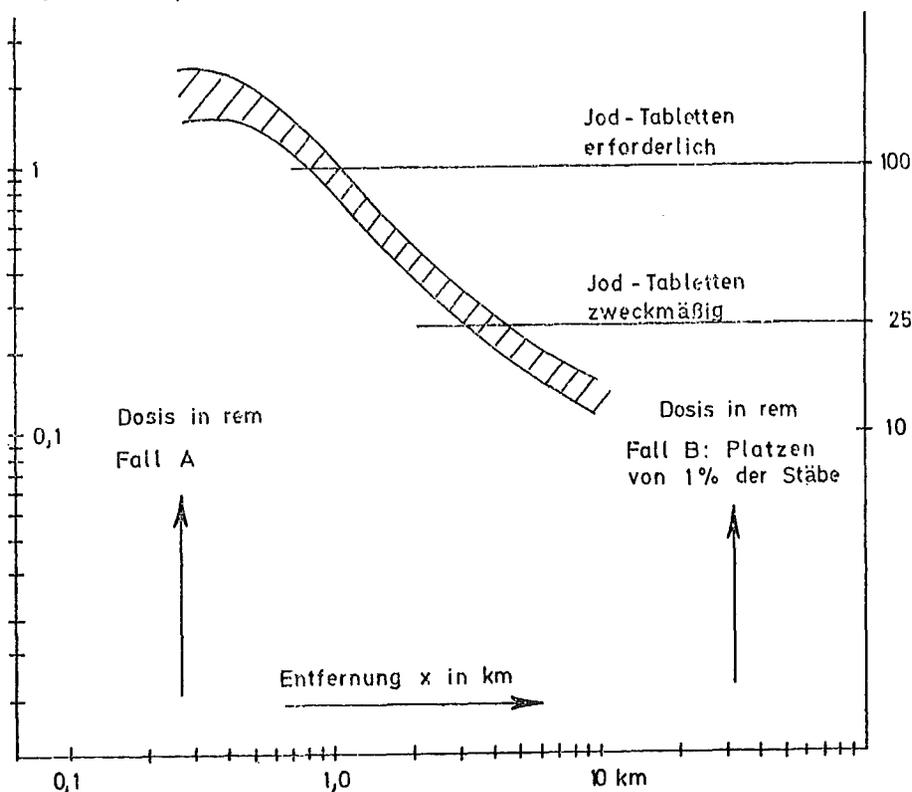


Abb. 75 Maximale Äquivalentdosis in der Schilddrüse eines Erwachsenen infolge Inhalation radioaktiven Jods in Fall A und B

(Die Dosisgrenzwerte für die Durchführung von Schutzmaßnahmen für die Bevölkerung sind dem Bericht von W. Münchow, Report SZS-135, Aug. 1972 entnommen.)

Abbildung 75 zeigt die maximal zu erwartenden Schilddrüsen-Äquivalentdosen abhängig von der Entfernung für die beiden Fälle A (linke Skala) und B (rechte Skala). Der Dosisbereich gilt für die jeweils ungünstigste Ausbreitungssituation; die obere Grenzkurve stellt also die Einhüllende aller Einzelfälle dar. Über die unmittelbare Umgebung des Emissionsortes können wegen der Unsicherheit über die Form und Richtung des Dampfstrahls keine Angaben gemacht werden. Das Ergebnis gilt für einen DWR; die entsprechenden Werte eines SWR liegen noch darunter.

9.4 Dosisstatistik bei der Emission von α - und β -Aktivität

W. Hübschmann, K. Nester

Bei nuklearen Störfällen besteht die Gefahr, daß kurzzeitig erhöhte Mengen insbesondere von α - und β -Aktivität emittiert werden. Für eine Abschätzung des Strahlenrisikos interessiert nicht nur die Höhe, sondern auch die Häufigkeit bzw. Wahrscheinlichkeit der dabei zu erwartenden Äquivalentdosen. Daher wurden die Ausbreitungsbedingungen im Kernforschungszentrum hinsichtlich der Strahlendosen bei kurzzeitiger Abgabe von α - und β -Aktivität untersucht, und zwar für Emissionszeiten im Bereich von $\Delta t = 1$ bis zu 24 h. Als Beispiel wurde eine Abgasemission in 100 m Kaminhöhe gewählt. Aus den meteorologischen Messungen im Kernforschungszentrum Karlsruhe wurden die Abgaskonzentrationen in Bodenhöhe für jede einzelne Stunde berechnet. Durch Aufsummierung über den Emissionszeitraum wird die Dosis an verschiedenen Aufpunkten ermittelt. Durch Variation des Emissionsbeginns werden alle potentiell auftretenden Dosen erfaßt. Die in deterministischer Sicht interessante maximale Dosis tritt in 0,5 km Entfernung mit weniger als 1 % Häufigkeit auf (Abb. 76). Die "Dosis" ist hier als eine über die Emissionsdauer Δt integrierte Konzentration - in Ci h/m^3 - zu verstehen.

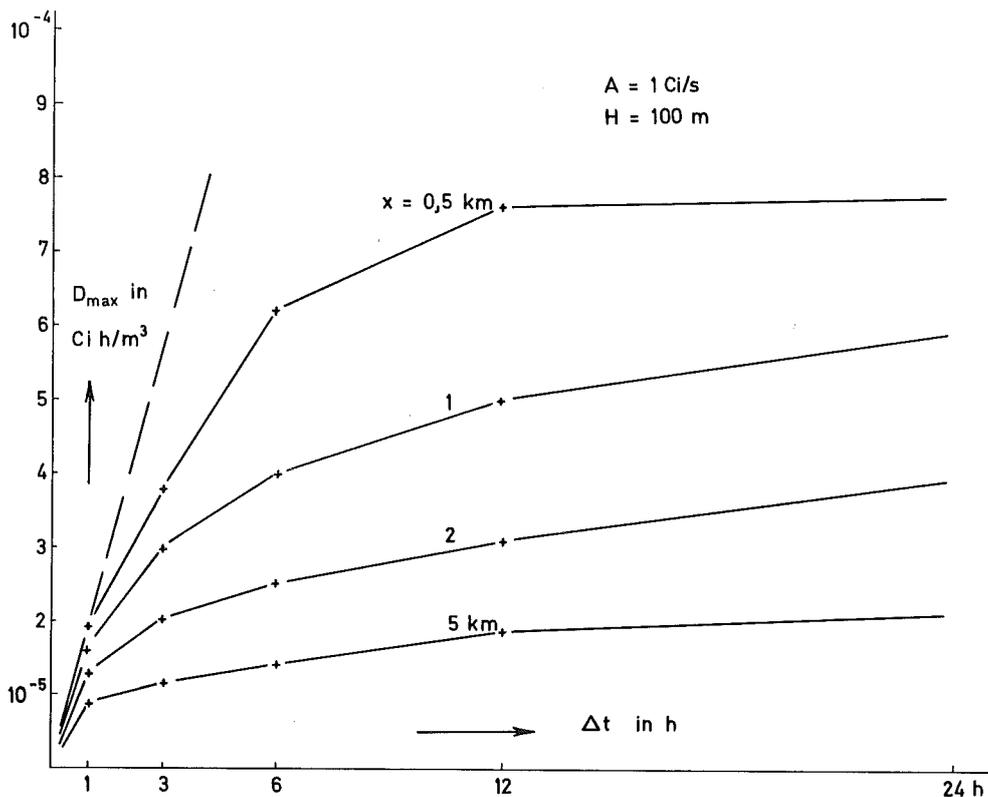


Abb. 76 Zunahme maximaler Dosen D_{\max} mit der Integrationszeit Δt

Die Variation dieser maximal zu erwartenden Dosen in azimuthaler Richtung ist schwach ausgeprägt, d. h. es gibt keine Vorzugsrichtung, in der besonders hohe maximale Kurzzeitdosen auftreten. Die in Abbildung 76 gezeigten Maximaldosen beruhen auf den Windmessungen des Jahres 1968. Die Auswertung eines größeren Datenkollektivs (z. B. über 10 Jahre) kann durchaus noch etwas höhere Dosen, insbesondere bei längerer Emissionsdauer, ergeben.

In probabilistischer Sicht sind nicht die maximalen, sondern jene Dosen von Interesse, deren Produkt Dosis \times Wahrscheinlichkeit ein Maximum erreicht. Wertet man die Dosisstatistik in dieser Richtung aus, dann ergibt sich für jede Entfernung vom Emittenten ein bestimmter Dosisbereich, in dem die mit der Wahrscheinlichkeit ihres Auftretens gewichteten Dosen ein Maximum erreichen. Der zugehörige mittlere Ausbreitungsfaktor $\bar{\chi}$ wird als "maximaler gewichteter" Ausbreitungsfaktor $\bar{\chi}$ bezeichnet. Die Obergrenze dieses Bereichs maximaler gewichteter Ausbreitungsfaktoren ist in Abbildung 77, abhängig vom Emissionszeitraum Δt , eingetragen. Der Vergleich mit den Scheitelwerten $\hat{\chi}$ der Gaußverteilung (Stabilitätskategorie A bis F nach Pasquill und kleinste Windgeschwindigkeit) zeigt, daß bei probabilistischer Betrachtungsweise wesentlich kleinere Ausbreitungsfaktoren als bisher zu verwenden sind.

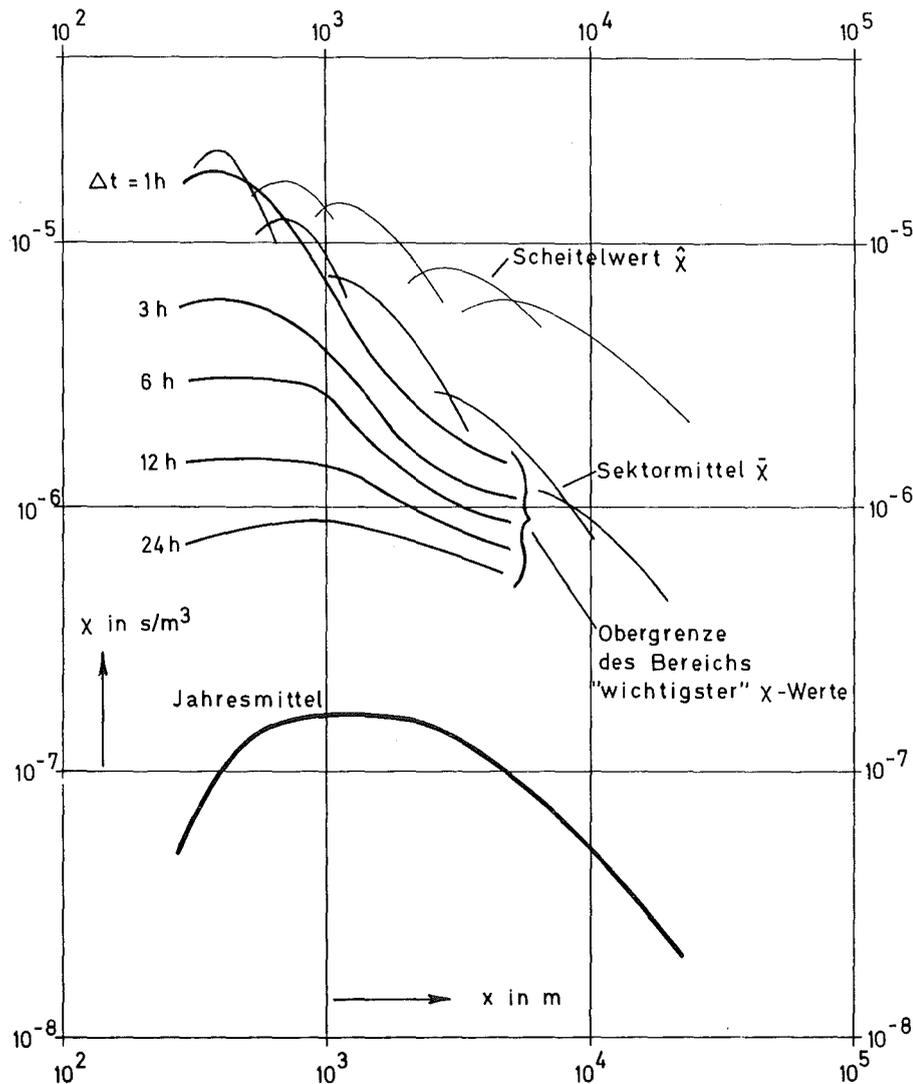


Abb. 77 Vergleich verschiedener Ausbreitungsfaktoren χ

9.5 Ausbreitungsexperimente

L.A. König, M. Winter

Zur experimentellen Untersuchung des Ausbreitungsverhaltens von Gasen und Aerosolen in der Atmosphäre werden Tracersubstanzen über Abluftkamine dosiert emittiert und die Immissionen bis zu mehreren Kilometern Entfernung gemessen. Der Zusammenhang zwischen der Emission und der Immission wird durch den Ausbreitungsfaktor X beschrieben.

Das im Kernforschungszentrum Karlsruhe laufende Versuchsprogramm zur Bestimmung der atmosphärischen Ausbreitung verfolgt zwei Ziele:

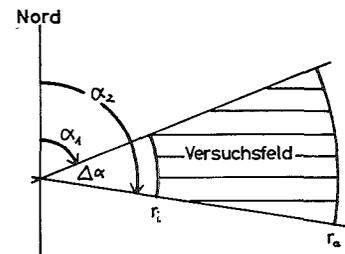
- Die Bestimmung von standortspezifischen Kurzzeit-Ausbreitungsfaktoren X durch Direktmessung der bodennahen Konzentration im Ausbreitungsfeld zum Vergleich mit theoretischen, standortunspezifischen "Norm-Werten" von Ausbreitungsfaktoren aus der Literatur (vgl. z. B. W.L. Hilsmeier, R. Gifford: Graphs for Estimating Atmospheric Dispersion, Report ORO 545 (1962)),
- die Ermittlung standortspezifischer Parameter in Ausbreitungsformeln für die Berechnung von X zur Anwendung auf den Standort des Kernforschungszentrums Karlsruhe.

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

Bisher wurden am Kernforschungszentrum Karlsruhe 12 Ausbreitungsexperimente mit tritiiertem Wasserdampf als Tracer durchgeführt. Hierbei erfolgte die Emission aus 100 m hohen Abluftkaminen. Die Proben wurden durch Ausfrieren von Luftfeuchte an mit Trockeneis gekühlten Oberflächen gewonnen. Die Tritiumkonzentration in der Luftfeuchte wird mit Hilfe eines Flüssigszintillationsspektrometers bestimmt. Unter Berücksichtigung der absoluten Luftfeuchte läßt sich hieraus die Tritiumkonzentration der Luft berechnen. Tabelle 66 gibt eine Übersicht über die Versuchsbedingungen bei den ersten 12 Ausbreitungsexperimenten. Bei jedem der Versuche wurden am gleichen Ort in aufeinanderfolgenden Sammelperioden mehrere Proben genommen, so daß die Zahl der Meßwerte ein Vielfaches der Zahl der Sammelstellen beträgt.

Über eine graphische Auswertung der Ausbreitungsexperimente wird in [29] berichtet. Die Auswertung erfolgte ausschließlich mit dem Ziel, die Entfernungsabhängigkeit des azimuthalen Maximums des Ausbreitungsfaktors für die während der Versuchsdauer herrschende Diffusionskategorie darzustellen. Die Ergebnisse zeigen erhebliche Abweichungen von der Theorie sowohl hinsichtlich der Beträge als auch der Quelldistanz der absoluten Konzentrationsmaxima. Danach sind die Maxima der Bodenkonzentration zur Quelle hin verschoben, wobei eine Tendenz zu höheren Maximalwerten erkennbar ist. In einem extremen Fall liegt die Streumitte des Maximalwertes um einen Faktor 2 über der theoretischen Vorhersage. Bemerkenswert ist die erhebliche zeitliche Streuung der festgestellten Konzentrationswerte von Sammelperiode zu Sammelperiode, die nahelegt, die experimentellen Ergebnisse im Gegensatz zu den in Veröffentlichungen zu findenden "Normkurven" durch breite Bänder darzustellen. Ein hierfür typisches Beispiel zeigt die Abbildung 78, in der der auf die Windgeschwindigkeit $u = 1$ m/sec normierte Ausbreitungsfaktor (x_u) als Funktion der Entfernung dargestellt ist.

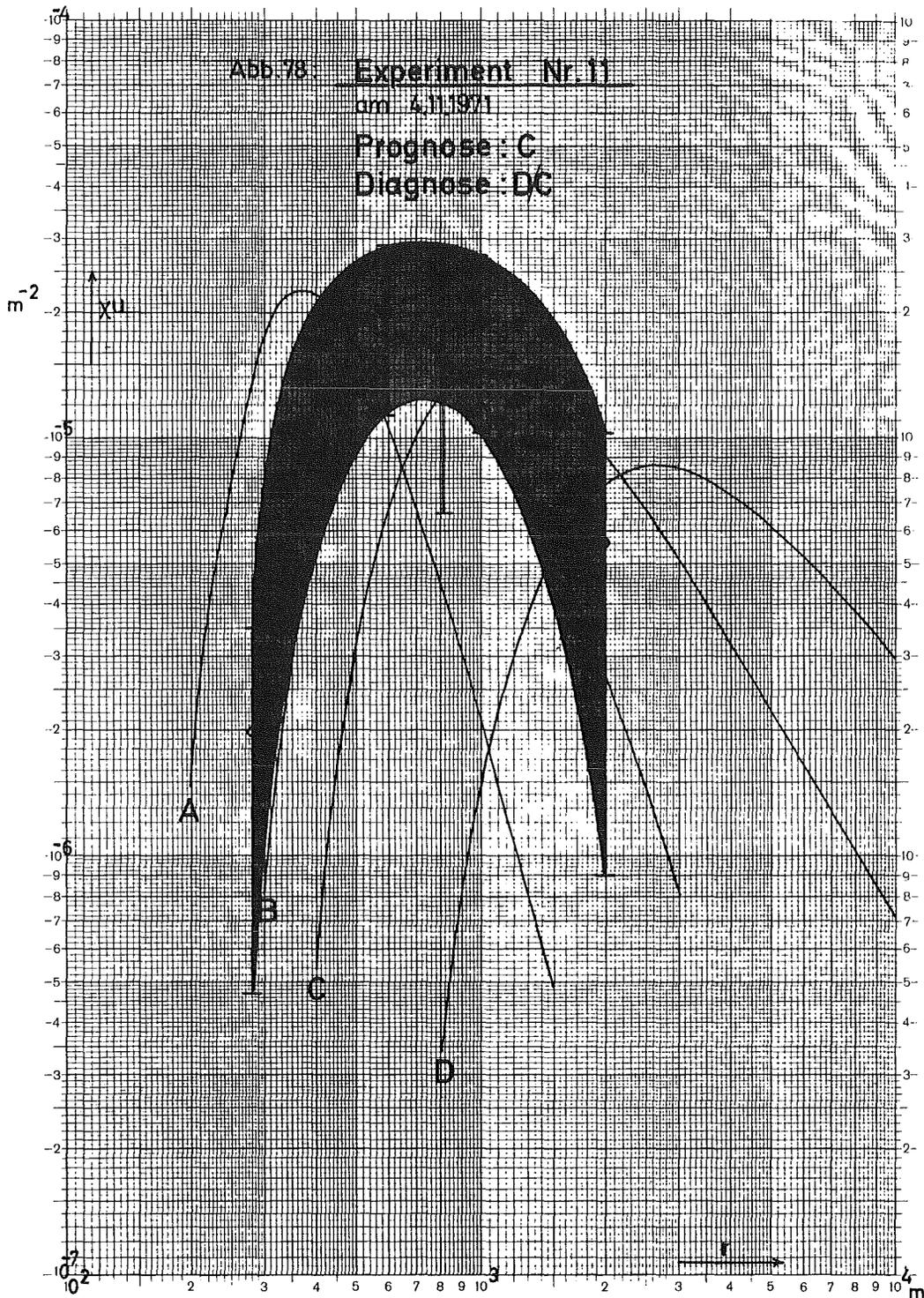
fort- laufende Versuchs- Nr.	Zeitangaben			Zahl der Sammel- perioden	Zur Wetterlage w. d. Versuchs						Versuchsfeld					Emissions- rate A in Ci/h	Zahl der Proben
	Datum	Uhrzeit			diagnost. Kategorie n. Pasquill	u_{60} in m / s		f_{abs} in g/m ³		Radien r_i r_a		Winkel gegen Nord in Grad			Zahl der Sammel-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



Tab. 66: Versuchsbedingungen

Die Abbildung enthält ferner Angaben über die unmittelbar vor dem Versuch vorhergesagte und die nach dem Versuch an Hand der meteorologischen Meßergebnisse diagnostizierte Diffusionskategorie nach Pasquill sowie zum Vergleich "Normkurven" nach Hilsmeier und Gifford für verschiedene Diffusionskategorien.

Für die Streuung von χ , die keineswegs durch Meßfehler erklärt werden kann, gibt es mehrere Gründe: Einmal wird bei der Definition von Diffusionskategorien ein Satz innerhalb willkürlich festgelegter Intervallgrenzen variierender meteorologischer Parameter durch einen Satz konstanter Werte ersetzt.



Hinzu kommen topographische, d. h. standortspezifische Gegebenheiten in Verbindung mit Windrichtungsschwankungen während eines Versuches. Dies kommt auch darin zum Ausdruck, daß sich bei fast keiner Sammelperiode in irgendeiner Ringzone die azimutalen Konzentrationsverteilungen durch eine Gauß-Verteilung darstellen ließen.

Neben tritiiertem Wasserdampf als Tracer werden auch halogenierte Verbindungen wie CCl_4 , C_6F_6 u. a. eingesetzt (siehe Kap. 9.6).

9.6 Anwendung halogenerter Verbindungen als meteorologische Tracer

J. Hiller, H. Schüttelkopf

Um die bei der Ausbreitung von radioaktiven Gasen gegebenen Zusammenhänge experimentell prüfen zu können, werden in der Abteilung Strahlenschutz und Sicherheit seit mehreren Jahren Experimente mit Tritium (chemische Form: HTO) als Tracer durchgeführt.

Zur erweiterten Fortsetzung dieser Experimente wurde ein gaschromatographisches Verfahren entwickelt, mit dem es möglich ist, verschiedene halogenierte Substanzen zu trennen und extrem niedrige Konzentrationen in Luft zu messen. Diese Methode ermöglicht die Emission unterschiedlicher Tracer in verschiedenen Höhen und, durch eine weitgehend selbsttätige Probenahme, die Sammlung von ca. dreimal sovielen Luftproben wie bisher bei gleichem Personalaufwand. Die Probenahme erfolgt mit "Gasmäusen", deren spezielle Konstruktion eine Gasaufnahme mit konstanter Geschwindigkeit und damit die Messung von Mittelwerten der Tracerkonzentration in Zeiträumen zwischen ca. 24 Stunden und Bruchteilen von Sekunden erlaubt. Durch die hohe Empfindlichkeit des verwendeten Electron-Capture-Detektors ist eine Anreicherung aus der Luft nicht notwendig. Die meist leichtflüchtigen Tracer ermöglichen eine einfache Emission. Die Analysenzeit für eine Probe (mit einem oder mehreren Tracern) beträgt 4 bis 15 Minuten.

Von den untersuchten ca. 30 halogenierten Verbindungen wurden Nachweisgrenzen $\leq 5 \cdot 10^{-14}$ g mit den folgenden Substanzen erreicht: CCl_4 , C_6F_6 , CFCl_3 und CF_2Br_2 . Als chemische Tracer zur Bestimmung hoher Werte des Ausbreitungsfaktors sind zusätzlich geeignet: CH_2Br_2 , $\text{Cl}_2\text{FC-CFCl}_2$, ClHC=CCl_2 und CHCl_3 . Die Retentionszeiten wurden bestimmt und Gruppen von drei oder vier Tracern sind unter den für CCl_4 optimierten Arbeitsbedingungen von Säule und Detektor gaschromatographisch zu trennen. Bei Untergrundmessungen in der Umgebung des Kernforschungszentrums Karlsruhe und im Schwarzwald wurden vernachlässigbare Spuren von CCl_4 und CFCl_3 in der Luft gemessen. Alle anderen Substanzen lagen unter der Nachweisgrenze. Der höhere Untergrund von CFCl_3 ist ebenfalls zu vernachlässigen, da der Siedepunkt von 25°C eine geeignet große Emissionsrate von 20-30 kg/h ermöglicht. Damit liegt die CFCl_3 -Konzentration im interessierenden Ausbreitungsbereich bis zu drei Größenordnungen über dem Untergrund.

Nach Abschluß der Laboruntersuchungen wurde ein Ausbreitungsversuch mit CCl_4 und CFCl_3 als Tracer und einer Quellstärke von je ca. 5,5 kg/h durchgeführt. Es wurden in einer Entfernung von 1 000-1 300 m vom Emittenten (FR 2-Kamin, 99,5 m hoch) quer zur Hauptwindrichtung 21 Probenahmegeräte aufgestellt und durch 7 Mitarbeiter bedient. Aus den gemessenen Konzentrationen und den Quellstärken wurden die Ausbreitungsfaktoren X berechnet. Die Ausbreitungsfaktoren für beide Tracer müßten gleich groß sein, wenn keine Entmischung stattfindet. Bildet man den Quotienten $Q = X_{\text{CCl}_4}/X_{\text{CFCl}_3}$ und mittelt nach Ausschluß einiger sehr kleiner X_{CCl_4} (bzw. X_{CFCl_3}), so erhält man $Q = 0,92 \pm 0,10$ als Mittelwert. Dieser Wert weicht nicht wesentlich vom erwarteten Wert $\bar{Q} = 1,00$ ab.

Nach diesem informativen Vorversuch wurden Geräte für die Durchführung von Ausbreitungsexperimenten mit 25 Probenahmestellen und vier Sammlerperioden gekauft, gereinigt und kalibriert.

Es wurden einmal während drei aufeinanderfolgenden Perioden und einmal während zwei aufeinanderfolgenden Perioden parallel zu einem Ausbreitungsversuch mit tritiiertem Wasserdampf an je 25 Probenahmestellen Luftproben genommen. Zwei bis vier weitere Parallelexperimente dieser Art sind für Anfang 1973 geplant. Mit diesen Experimenten soll ein fundierter Vergleich des Verhaltens der verschiedenen Tracer ermöglicht werden.

Nach Abschluß dieser Phase der Experimente werden einige Veränderungen vorgenommen, vor allem soll das zweite Säulen-Detektor-System des Gaschromatographen kalibriert werden. Danach ist zu erwarten, daß der Arbeitsaufwand zur Vorbereitung eines Experimentes mit 120 Proben ca. 3 Stunden und die Messung ca. 10 Stunden in Anspruch nimmt. Der Zeitaufwand für die Auswertung ist bei 120 Proben mit 4 bis 5 Stunden anzusetzen.

Ziele für 1973 sind:

- Erhöhung der Versuchsfrequenz und der Zahl der Probenahmestellen von 25 auf 50 bis 75.
- Tracer-Emissionen vom meteorologischen Mast statt vom FR 2-Kamin.
- Gleichzeitige Abgabe von bis zu drei Tracern aus verschiedenen Höhen.

9.7 Forschungsprogramm zur Bestimmung der Tritiumkontamination der Umwelt

L.A. König, M. Winter, H. Schüler

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

In Abbildung 79 sind einige typische Meßergebnisse von Oberflächenwasser- und Trinkwasserproben dargestellt. In die Diagramme wurden die monatlichen Konzentrationsmittelwerte als waagrechte Striche eingetragen. Die Fehlerbreiten der Monatsmittelwerte wurden durch graue Abschattung verdeutlicht. Wurden innerhalb eines Monats auch Meßwerte unterhalb der Nachweisgrenze gefunden, so wurden diese bei der Mittelbildung gleich der Hälfte der Nachweisgrenze gesetzt. In diesen Fällen sorgt die Angabe der Fehlerbreiten dafür, daß keine nichterreichte Genauigkeit vorgetäuscht wird. Zum Jahresende 1972 mußten wegen Geräteausfalls Messungen mit einem Flüssigszintillationsspektrometer geringerer Empfindlichkeit, d. h. mit schlechterer Nachweisgrenze, durchgeführt werden. Dies kommt in der größeren Fehlerbreite zum Ausdruck.

In Abbildung 80 sind für zwei Sammelstellen sowohl die mit der Niederschlagsmenge gewichtete gemittelte Tritiumkonzentration im Niederschlag als auch der auf die Flächeneinheit bezogene Tritiumniederschlag dargestellt. Wie aus den Diagrammen hervorgeht, erreichen sowohl die Tritiumflächenbelastung als auch die Tritiumkonzentration in der Jahresmitte ein Maximum. Bemerkenswert ist der zeitliche Gang der Tritiumkonzentration in den Oberflächenwassern, der dem Gang der Tritiumkontamination im Niederschlag mit einer erwarteten zeitlichen Verzögerung entspricht.

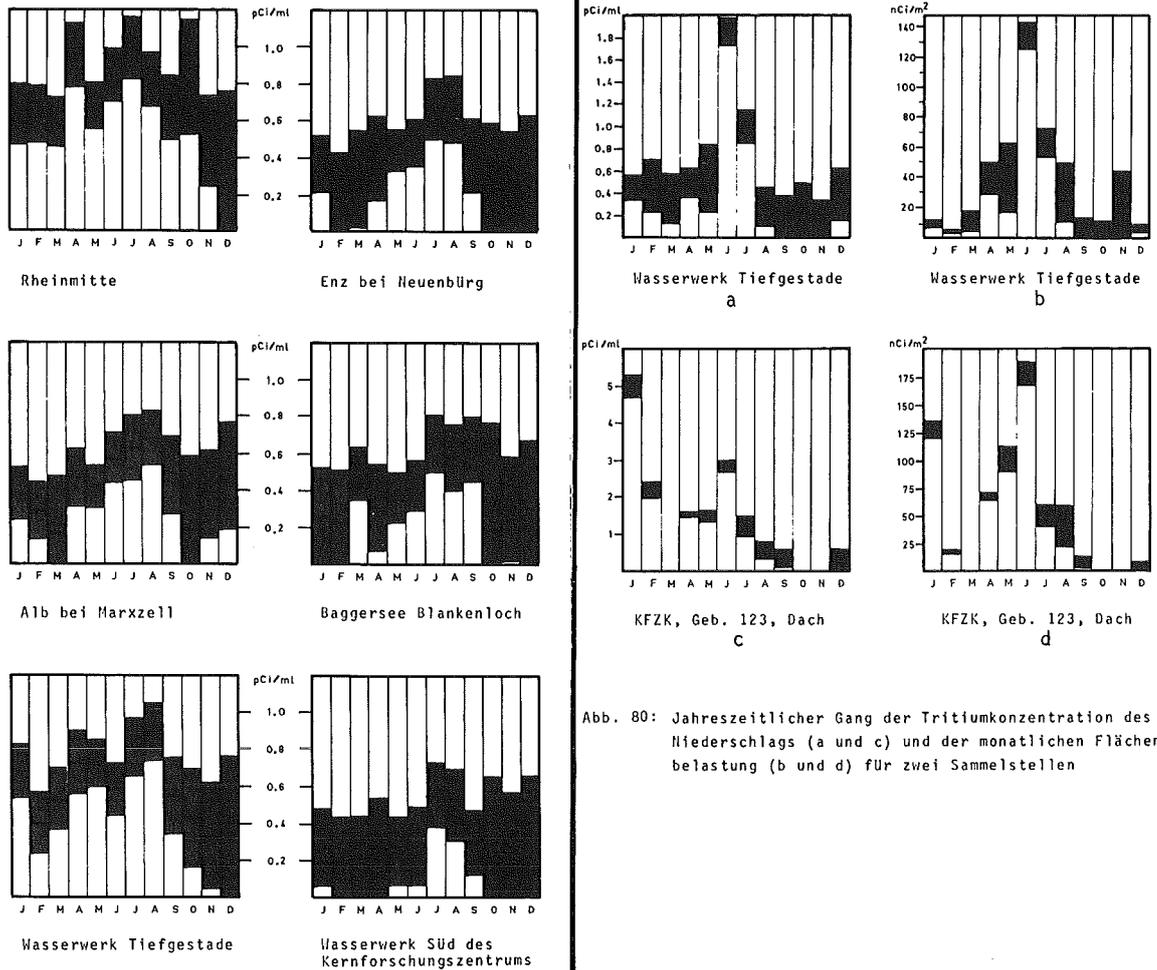


Abb. 79: Beispiele für den Jahreszeitlichen Gang der Tritiumkonzentration in Trink- und Oberflächenwasser

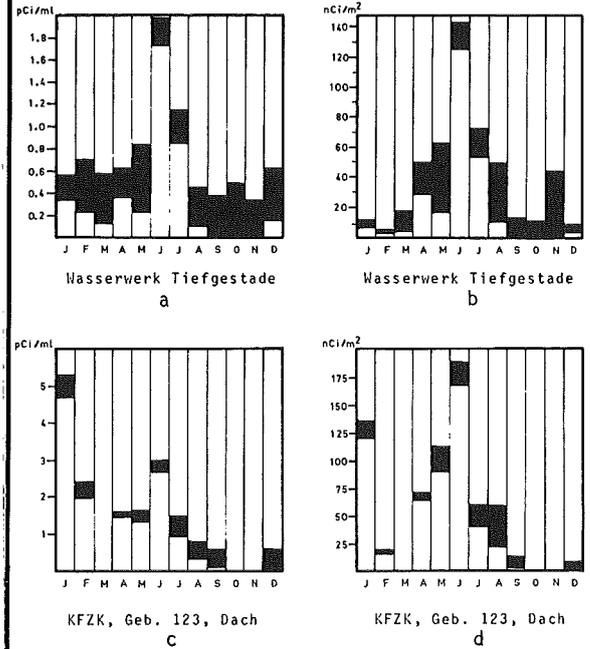


Abb. 80: Jahreszeitlicher Gang der Tritiumkonzentration des Niederschlags (a und c) und der monatlichen Flächenbelastung (b und d) für zwei Sammelstellen

Der höchste Konzentrationswert im Rhein liegt bei 1 pCi/ml; deutlich niedriger sind dagegen die Höchstwerte für Enz und Alb. Eine qualitative Erklärung könnte sein, daß bei kleineren Gewässern der Anteil des zugeführten tritiumarmen Abwassers eine erhebliche Rolle spielen kann. Bei den Trinkwasserproben zeigen sich deutliche Unterschiede. Die Werte vom Wasserwerk Tiefgestade, das in der Nähe des Rheinuferes liegt, zeigen einen ähnlichen Gang wie die des Rheins selbst. Das bedeutet, daß es sich bei diesem Wasser zu einem ganz erheblichen Teil um uferfiltriertes Rheinwasser handelt. Sehr viel niedriger liegen dagegen die Konzentrationswerte des Wassers aus dem Wasserwerk Süd im Kernforschungszentrum. Zwar wurde auch hier im Juli ein Maximalwert von ca. 0,6 pCi/ml erreicht, jedoch sind die Schwankungen viel geringer. Dies läßt sich wohl dadurch erklären, daß es sich bei diesem Wasser zu einem großen Anteil um tritiumarmes Grundwasser handelt.

Zusammenfassend kann man feststellen, daß die Meßergebnisse des Forschungsprogrammes ein vertieftes Verständnis des Wasserhaushalts in dem überwachten Gebiet erwarten lassen.

Geht man davon aus, daß die Tritiumkonzentration im menschlichen Körper im Mittel der Tritiumkonzentration des Trinkwassers entspricht, so erhält man bei Konzentrationen, wie sie das Trinkwasser aus dem Wasserwerk Süd des Kernforschungszentrums aufweist, einen Schätzwert für die Strahlenbelastung von 0,07 mrem pro Jahr. Wasser, das vorwiegend Oberflächengewässern entstammt, wäre eine Strahlenbelastung im Bereich von 0,10 mrem pro Jahr zuzuordnen.

9.8 Messungen zur Überwachung der ^{85}Kr -Immission aus der WAK

H. Fessler, H. Junker, L.A. König, K. Nester, M. Winter, D. Schwenke

Die Messung der Krypton-Immission bei Auflösung bestrahlter Kernbrennstoffe in der WAK wurde 1972 fortgesetzt. Insgesamt wurden 34 Ablösevorgänge überwacht. Dabei wurden in den vorhergesagten Gebieten maximaler Immissionskonzentration mit Hilfe eines Kompressors eine bis drei Luftproben von je etwa 400 l genommen. Die Probenahme erfolgte im allgemeinen kurz nach Erreichen des Emissionsmaximums. Vor der Messung in einem Gasfüllzählrohr wird das in der Luftprobe enthaltene Krypton in zwei Anreicherungsstufen unter Ausnutzung der Adsorption an gekühlter Aktivkohle abgetrennt.

In Tabelle 67 sind Daten über die Probenahme, die meteorologische Situation, die ^{85}Kr -Gesamtableitung sowie die dem Zeitpunkt der Probenahme entsprechende Emissionsrate, die gemessene ^{85}Kr -Konzentration, die berechnete Konzentration sowie der für die Diffusionskategorie berechnete maximale Ausbreitungsfaktor angegeben.

Zeit der Probenahme		Ort der Probenahme		Meteorologische Daten				Emissionsdaten		Konzentrationen	
Datum	Uhrzeit	r/km	φ /Grad	WG 40 m m/s	WR 60 m Grad	Kat.	$X_{\text{max}} \cdot 10^{+5}$ sec/m ³	\dot{A} Ci	\dot{A} Ci/sec	gemess. nCi/m ³	berechn. nCi/m ³
13. 3.	12.40	0.47	235	4.3	75	C	0.98	1550	0.21	170	8 ₋ 10
20. 3.	15.55	0.50	188	2.3	348	C	1.83	1150	0.065	13	5 ₋ 6
29. 3.	18.55	1.02	95	4.5	270	E	0.51	1010	0.13	22	68 ₋ 52
25. 4.	10.48	1.34	234	9.5	62	D/E	0.27	1010	0.26	14	41 ₋ 24
15. 5.	20.00	3.30	225	2.0	69	D/E	1.30	1120	0.065	3	-
17. 5.	11.50	0.85	24	3.4	224	C	1.24	1120	0.12	2	6 ₋ 6
2.10.	16.50	1.01	260	4.8	55	D	0.60	140	0.0040	25	-
12.10.	22.16	1.96	183	3.4	4	D/E	0.76	180	0.033	12	232 ₋ 45
19.10.	17.42	1.48	200	3.4	26	E	0.68	240	0.026	2	16 ₋ 10
20.10.	17.07	1.19	33	3.3	234	D/E	0.79	200	0.033	20	-
25.10.	12.47	0.82	250	3.6	60	B/C	1.19	400	0.0020	-	6 ₋ 1
26.10.	12.07	0.55	225	1.7	65	B	2.53	350	0.0033	-	5 ₋ 3
30.10.	16.26	1.22	206	3.1	27	D	0.94	380	0.052	35	476 ₋ 135
31.10.	17.25	3.30	90	2.2	267	E/F	0.82	420	0.045	3	152 ₋ 51
6.11.	13.23	0.60	10	3.2	200	C	1.31	270	0.052	6	159 ₋ 58
7.11.	15.02	0.62	17	2.8	205	C	1.50	260	0.049	1	283 ₋ 80
8.11.	13.21	0.60	27	3.2	208	C	1.31	340	0.046	16	568 ₋ 163
9.11.	14.06	0.64	73	1.6	240	B/C	2.69	340	0.042	ε	205 ₋ 77
13.11.	13.41	1.19	80	9.0	255	D	0.32	340	0.042	15	61 ₋ 15
14.11.	14.13	1.02	250	3.8	70	C/D	0.95	360	0.046	64	391 ₋ 97
15.11.	13.32	1.09	57	5.2	235	D	0.56	370	0.052	9	254 ₋ 81
20.11.	17.00	1.39	45	7.0	227	D	0.41	550	0.098	65	346 ₋ 67
21.11.	13.03	1.08	60	8.4	236	D	0.35	370	0.074	77	152 ₋ 46
23.11.	15.20	0.98	46	4.1	228	D	0.71	370	0.065	11	391 ₋ 153
27.11.	14.31	1.07	38	3.0	214	D	0.97	640	0.15	90	871 ₋ 288
28.11.	14.00	0.65	25	3.6	230	C/D	1.00	540	0.12	6	-
1.12.	16.14	1.09	358	2.1	184	D/E	1.24	575	0.15	8	318 ₋ 159
8.12.	14.25	0.90	3	1.7	205	C/D	2.12	710	0.20	6	1 ₋ 1
11.12.	14.29	0.56	30	2.4	214	C/D	1.50	510	0.12	3	992 ₋ 626
13.12.	14.36	0.60	328	1.0	163	C	4.20	500	0.17	2	362 ₋ 306

Tab. 67: Daten zu den Krypton-85-Immissionsmessungen bei Ableitungen der WAK

Die berechneten Konzentrationswerte sind mit Fehlerangaben versehen. Es wurde dabei angenommen, daß die Windgeschwindigkeit eine Fehlerbreite von $\pm 0,5$ m/s hat und die Ausbreitungskategorie nur unscharf bestimmt werden kann. Die Unsicherheit der Windrichtung wurde aus der Registrierung der am meteorologischen Mast in 60 m Höhe befindlichen Windfahne ermittelt. Sie betrug zwischen 20 und 5 Grad. In etwa der Hälfte der Fälle lag der Sammelort weniger als 10 Grad von der mittleren Ausbreitungsrichtung entfernt. In etwa einem Viertel der Fälle betrug die Winkelabweichung zwischen mittlerer Ausbreitungsrichtung und Probenahmeort 10 bis 20 Grad und in dem Rest der Fälle mehr als 20 Grad. Diese Abweichungen kommen durch unvorhergesehene Drehungen des Windes in der Zeit zwischen der Festlegung der Probenahmestelle und der eigentlichen Probenahme zustande. Alle gemessenen ^{85}Kr -Konzentrationen sind mit einem relativen Fehler von $\pm 33\%$ behaftet. Der Vergleich der gemessenen mit den berechneten Konzentrationen zeigt, daß in allen Fällen, in denen der Probenahmeort dicht bei der mittleren Ausbreitungsrichtung lag, erheblich höhere Konzentrationen berechnet als gemessen wurden. In jenen Fällen, in denen höhere Konzentrationen gemessen als berechnet wurden, liegt dagegen der Probenahmeort in größerem Abstand zur mittleren Ausbreitungsrichtung. Diese Feststellung deutet einerseits auf eine stärkere als theoretisch vorhergesagte Verbreiterung der Abluftfahne hin, andererseits zeigt sie, daß die für die Kaminbauhöhe als Quellhöhe errechneten Konzentrationswerte in der Nähe des azimuthalen Maximums der Abluftfahne, d. h. in dem bezüglich der Strahlenbelastung signifikanten Bereich, mit einem erheblichen Abstand auf der sicheren Seite liegen. Die beobachteten Diskrepanzen zwischen berechneten und gemessenen Konzentrationswerten sind offensichtlich systematischer Art. Eine Überprüfung des Meßverfahrens gab keinerlei Anlaß, den angegebenen Fehler von $\pm 33\%$ in Frage zu stellen. Dies kann nur bedeuten, daß die Erklärung für diese Diskrepanzen in einer bei der vorliegenden Rechnung noch nicht berücksichtigten Kaminüberhöhung oder in fehlerhaften Emissionsdaten zu suchen ist. Eine Kaminüberhöhung wurde bisher aufgrund der Erfahrungen bei den Ausbreitungsexperimenten (s. Kap. 9.5) nicht in die Rechnung einbezogen.

Anhand der vorhandenen Daten läßt sich die höchste im Jahre 1972 bei einem Auflösevorgang aufgetretene Strahlenbelastung abschätzen. Die Berechnung der Betastrahlendosis D_β geht vom Modell des mit konstanter Aktivitätskonzentration erfüllten Halbraums aus. Bedeutet A die Aktivitätsabgabe, g_β die Submersionsbetadosiskonstante ($\text{rem}\cdot\text{m}^3/\text{Ci s}$) und X den Ausbreitungsfaktor (s/m^3), so gilt die Beziehung

$$D_\beta = g_\beta X A .$$

Für ^{85}Kr gilt $g_\beta = 0,074 \text{ rem}\cdot\text{m}^3/\text{Ci s}$. Mit $A = 1\,550 \text{ Ci}$ und dem größten errechneten X_{max} -Wert $1,1\cdot 10^{-5} \text{ s}/\text{m}^3$ erhält man somit die β -Ortsdosis zu 1,2 mrem. Die entsprechende Gammadosis D_γ wird nach der Beziehung

$$D_\gamma = \hat{g}_\gamma \hat{X} A$$

berechnet. Hierin bedeutet \hat{g}_γ die Gammadosiskonstante (für ^{85}Kr $\hat{g}_\gamma = 3,4\cdot 10^{-7} \text{ rem}\cdot\text{m}^2/\text{Ci s}$) und \hat{X} den modifizierten Ausbreitungsfaktor (mit $u = 4 \text{ m/s}$ und nach K.J. Vogt "Umweltkontamination und Strahlenbelastung durch radioaktive Abluft aus kerntechnischen Anlagen", Jül-637-St, Januar 1970: $\hat{X} = 1,0\cdot 10^{-2} \text{ s}/\text{m}^2$). Man erhält somit für die Gammadosis ca. 5 μrem . Zu beachten ist, daß am Ort des Beaufschlagungsmaximums anwesende Personen praktisch nur durch die Gammastrahlung belastet werden. Man erkennt aus diesen Abschätzungen, die von den maximalen Ableitungen des Jahres 1972 ausgehen und bezüglich der β -Dosis dazu noch auf offenbar zu hoch berechneten Konzentrationswerten beruhen, daß die Strahlenbelastung von Personen durch das ^{85}Kr aus der Wiederaufarbeitungsanlage bei dem einzelnen Emissionsakt außerordentlich niedrig ist. Da die gleiche Person innerhalb eines Jahres nur mit äußerst geringer Wahrscheinlichkeit mehrmals im Immissionsmaximum bestrahlt wird,

blieb die Ganzkörperdosis von Einzelpersonen durch das von der WAK abgeleitete ^{85}Kr unter 20 $\mu\text{rem/a}$. Die mittlere Betahautdosis liegt unter 1/10 der abgeschätzten β -Ortsdosis und mithin auch in Extremfällen unter 0,3 mrem/a . Die Strahlenbelastung der Bevölkerung in den umliegenden Ortschaften durch ^{85}Kr liegt noch unter diesen Werten, da sich die Abschirmung durch Gebäude und die bezüglich der standortspezifischen Ausbreitungsbedingungen günstige Lage der Ortschaften reduzierend auswirken.

9.9 Notfallschutzplanung

W. Neumann

Die Auswirkungen des Auslegungsunfalles (GAU) auf die Umgebung von Kernkraftwerken sind durch sicherheitstechnische Vorrichtungen und die Auslegung des Cores so begrenzt, daß die von den Genehmigungsbehörden maximal zugelassenen Strahlenbelastungen bei der Bevölkerung nicht überschritten werden. Schutzmaßnahmen werden außerhalb der Anlage nicht erforderlich. Erst darüber hinausgehende - hypothetische - Störfälle erfordern eine Notfallschutzplanung.

Um einen Überblick über die neuesten Notfallschutzplanungen zu bekommen, werden in einer Studie Organisationen und Maßnahmen zusammengestellt, wie sie in den Notfallschutzplänen der Betreiber für moderne Kernkraftwerke und in den entsprechenden Katastrophenschutzplänen der Länder vorgesehen sind. Anhand dieser Studie sollen die Probleme herausgefunden werden, die für eine vertiefte Bearbeitung im Rahmen des Programmpunktes "Strahlenschutz- und Organisationsfragen" für das Projekt Nukleare Sicherheit geeignet sind.

Als schwierig wird zunächst das Erkennen des Ausmaßes eines eingetretenen Unfalles angesehen. Die Abschätzverfahren zur Ausbreitung der freigesetzten Aktivität in der Umgebung einer nuklearen Anlage können keine besseren Ergebnisse liefern, als es die Bestimmung der freigesetzten Aktivität zuläßt. Aus diesem Grund muß es primäres Ziel der Notfallschutzplanung sein, brauchbare Methoden zur Ermittlung der störfallbedingten Freisetzung bereitzustellen. Mit Hilfe von Rechenprogrammen kann aus Reaktordaten und Unfallannahmen eine theoretische Bestimmung der Freisetzung vorgenommen werden. Hierzu sollten brauchbare Methoden zur Bestimmung der erforderlichen Reaktordaten wie Rückhaltefaktoren, Abgasfilterzustand und der schadhaften Brennelemente für die Abbrandermittlung erstellt werden.

Als Alternative bietet sich die meßtechnische Erfassung der freigesetzten Aktivität im Abluftkamin, in den Abluftleitungen oder in der nächsten Umgebung des Kernkraftwerkes an. Diese Unfallinstrumentierung wirft einige Fragen auf. So wird im Vordergrund stehen, wo die Meßgeräte zweckmäßigerweise anzuordnen sind, ob sie den Anforderungen einer Unfallsituation bezüglich Druck, Wasserdampfbeaufschlagung und Dosis standhalten und ob es Meßmethoden gibt, die in kurzer Zeit (eine Stunde) eine quantitative Aussage über die Freisetzung bestimmter Nuklidgruppen gestatten. Dabei muß Voraussetzung sein, daß es durch Kontamination der Meßgeräte und durch Registrierung kurzlebiger Spaltprodukte nicht zu einer erheblichen Überschätzung der aufgetretenen Gefahrensituation kommt.

Außerdem zeigt die Studie, daß ein Vergleich der verschiedenen Schutzmaßnahmen für die Bevölkerung unter Abwägung von Wirksamkeit und resultierenden Gefahrenmomenten wichtig ist. Hier, wie bei den meisten Durchführungsvorschriften der Notfallschutzpläne, kann eine fundierte Beurteilung über die Brauchbarkeit einer getroffenen Maßnahme nur in realistischen Übungen gefunden werden.

10. Beratentätigkeit, Bibliographie

10.1 Beratentätigkeit

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"

Fachausschuß Strahlenschutz und Sicherheit, Bundesministerium für Bildung und Wissenschaft (BMBW)

Sachverständigenkreis "Strahlenschutztechnik", BMBW

Sachverständigenkreis "Behandlung und Beseitigung radioaktiver Abfälle", BMBW

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

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

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

"Nukleare Meßtechnik", ad hoc-Ausschuß des BMBW

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

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

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

"Ausbreitungsrechnung für radioaktive Abluft", Ausschuß des Arbeitskreises Strahlenschutztechnik der Deutschen Atomkommission

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

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

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

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

- "Strahlenschutzdosimeter", Arbeitsausschuß des Fachnormenausschusses Radiologie
- "Strahlungsmeßgeräte", Arbeitsausschuß des Fachnormenausschusses Elektrotechnik
- "Strahlenschutzinstrumentierung", Komitee 45B der Internationalen Elektrotechnischen Kommission (IEC)
- "Sicherungsmaßnahmen an Maschinen", Arbeitsausschuß des Fachnormenausschusses Maschinenbau
- "Bauliche Einrichtungen", Berufsgenossenschaftlicher Fachausschuß
- Arbeitskreis "Kerntechnik", Berufsgenossenschaftlicher Fachausschuß Elektrotechnik
- "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
- "Gefährdung durch Kernkraftwerke", Arbeitskreis des Wissenschaftlichen Beirats der Bundesärztekammer
- "Strahlenschutzärzte", Arbeitskreis der VDEW
- Beirat der Zentralstelle für Atomenergie-Dokumentation (ZAED)
- Ausschuß für Sicherheitsfragen beim Transport radioaktiver Stoffe des Gewerbe-technischen Beirats des Bundesverkehrsministeriums
- Gutachter der IAEA - Nuclear Safety Division für das Kernforschungszentrum "Juan Vigon", Madrid
- "Fast Neutron Dosimetry; characterization, standardization and intercomparison", IAEA-Panel, Wien
- "Environmental Monitoring Programs and Assessment of a Significance of Environmental Contamination", IAEA/WHO-Panel, Wien
- "Thermal Discharges from Nuclear Power Plants and their Impact on the Environment", IAEA-Panel, Wien

10.2 ASS-Berichte 1972, unveröffentlicht

K. Bender, H. Schüttelkopf

Bestimmung von ^{131}J in Milch, Trinkwasser und Niederschlägen

B. Burgkhardt, H. Fessler

Messungen an ^{238}Pu -Quellen

W. Comper

Neue Verfahren zur Auswertung von Ausbreitungsversuchen

H. Grupe

Erörterungstermin in Breisach am 31.10.1972

W. Hübschmann

Abschätzung der Umgebungsbelastung bei Reaktorunfällen mit Kühlmittelverlust und undichtem Sicherheitsbehälter

W. Hübschmann, D. Nagel

Abschirmung der Heißen Zellen zur Verfestigung hochradioaktiver Abfälle - VERA II

W. Hübschmann, P. Thomas

Abschätzung der Umgebungsbelastung durch die Emission der Veraschungsanlage FERAB

W. Koelzer

Bericht über die 2. Übung zum Räumungsplan am 16.11.1972

H. Kreiselmaier

Bestimmung der künstlichen Radioaktivität in Oberflächengewässern der Umgebung des Kernforschungszentrums Karlsruhe

L. Kropp

Meteorologische Daten auf Magnetbändern

A. Letsch

^{129}J -Bestimmung in Abwasser durch Neutronenaktivierung

R. Loesch

Messung der Abscheidung von gasförmigem Jod an Schwebstofffiltern

E. Materna

Vergleichsbestrahlung von Personendosimetern an einem Phantom

K. Nester

Auswertung des Temperaturprofils hinsichtlich des Auftretens von Höheninversionen

K. Nester, M. Winter

Vorläufige Anleitung zur Bestimmung der Ausbreitungsbedingungen

D. Papadopoulos

Isodosen in der Umgebung eines natriumgekühlten schnellen Reaktors

D. Papadopoulos

Ergänzungen zur Berechnung der Abschirmung der Heißen Zellen zur Verfestigung hochradioaktiver Abfälle - VERA II

J. Pawelzik

Bau einer gewebeäquivalenten Ionisationskammer zur Messung der natürlichen Umgebungsstrahlung

M. Reddmann

Die mit Phosphatglasdosimetern gemessene Jahresdosis 1969 bei den Mitarbeitern des Kernforschungszentrums Karlsruhe

M. Sabo

Vielfachauswertung von LiF-Dosimetern zur Dosimetrie in gemischten Strahlenfeldern

H. Schüttelkopf

Beitrag zur Überwachung der mit den Rauchgasen der Veraschungsanlage für radioaktive Abfälle des KFZ Karlsruhe an die Umgebung abgegebenen radioaktiven Aerosole

H. Schüttelkopf

Die Messung von ^{63}Ni bei Oberflächenkontaminationen

D. Schwenke

Bestimmung der atmosphärischen Ausbreitung von tritiiertem Wasserdampf in der Umgebung nach Abgabe über den Abluftkamin des FR 2, Versuch Nr. 12 am 8.2.1972

J. Wilhelm

Reisebericht zu einer USA-Reise im Juli 1972

E. Windbühl

Unfallstatistik 1971

10.3 Veröffentlichungen 1972

- [1] Bogen, J.
Nachweis von Spurenelementen in atmosphärischem Aerosol und Niederschlag durch Neutronenaktivierungsanalyse.
Arbeitstagung Schwebstofftechnik, Frankfurt, 18.-20. Oktober 1972
- [2] Buijs, K.; Vaane, J.P.; Burgkhardt, B.; Piesch, E.
Operational Experience with a Finger Dosimeter for Fast Neutrons.
IAEA Symposium on Neutron Monitoring for Radiation Protection Purposes,
Wien, 11-15 December 1972
- [3] Burgkhardt, B.; Piesch, E.
Die Verwendung von CaF_2 -Thermolumineszenzdosimetern zur Messung der natürlichen Umgebungsstrahlung. Use of CaF_2 -thermoluminescent dosimeters for measuring the natural background radiation.
Kerntechnik, 14 (1972) S. 128-34, KFK-1609 (Mai 72)
- [4] Burgkhardt, B.; Piesch, E.
Neutronendosimetrie mit LiF.
Strahlenschutz am Arbeitsplatz, 6. Jahrestagung des Fachverbandes für Strahlenschutz, Karlsruhe, 17.-19. Mai 1972, KFK-1638 (Mai 72) S. 195-206

- [5] Burgkhardt, B.; Piesch, E.; Buijs, K.; Vaane, J.P.
Ein Fingerdosimeter für die Messung von Neutronenstrahlung.
Strahlenschutz am Arbeitsplatz, 6. Jahrestagung des Fachverbandes für Strahlenschutz, Karlsruhe, 17.-19. Mai 1972, KFK-1638 (Mai 72) S. 183-94
- [6] Comper, W.
Berechnung der Dosisfaktoren radiologisch wichtiger Nuklide.
KFK-1615 (Dezember 72)
- [7] Dillmann, H.-G.; Gerlach, K.; Wilhelm, J.G.
Testing of Iodine Filter Systems under Normal and Accident Conditions.
12. USAEC Air Cleaning Conference, Oak Ridge, Tenn., August 28-31, 1972
- [8] Edelhäuser, H.; Fessler, H.; Michel, H.
Kontinuierliche Messung von Krypton-85 in Anwesenheit von Argon-41.
KFK-1679 (November 72)
- [9] Hübschmann, W.; Kropp, L.; Lenhardt, H.; Nester, K.; Ottes, J.
Digitale Datenerfassung meteorologischer Meßwerte.
Staub (im Druck)
- [10] Hübschmann, W.; Nester, K.
Bewertung der atmosphärischen Diffusion bei Reaktorstörfällen.
Reaktortagung, Hamburg, 11.-14. April 1972, Deutsches Atomforum e.V.,
Kerntechnische Ges. im Dt. Atomforum e.V., Leopoldshafen 1972: ZAED, S. 668-71
- [11] Hübschmann, W.; Papadopoulos, D.
Die maximal zu erwartende Strahlenbelastung der Umgebung des Kernforschungszentrums
Karlsruhe im Jahre 1972.
KFK-1608 (Mai 72)
- [12] Kiefer, H.
Der Nachweis inkorporierter radioaktiver Substanzen beim Menschen.
GSF-K-34 (November 71)
- [13] Kiefer, H.
Physikalische Ermittlung der Personendosis bei akuter Teil- bzw. Ganzkörper-
bestrahlung.
Schriftenreihe Arbeitsmedizin, Sozialmedizin, Arbeitshygiene. Bd. 47: Erste
Hilfe bei Strahlenunfällen. Hrsg. von G. Möhrle. Stuttgart: Gentner (1972)
S. 27-34, KFK-1691 (April 72)
- [14] Kiefer, H.; Koelzer, W. (Hrsg.)
Jahresbericht 1971. Abteilung Strahlenschutz und Sicherheit.
KFK-1565 (März 72)
- [15] Kiefer, H.; Koelzer W.
Abteilung Strahlenschutz und Sicherheit.
Achema-Jahrbuch 1971/73. Frankfurt/M.: Dechema (im Druck)
- [16] Kiefer, H.; Maushart, R.
Radiation Protection Measurement.
(Engl. Übers. von: Strahlenschutzmeßtechnik), Oxford [usw.]: Pergamon Press 1972,
XVI, 562 S.

- [17] Koelzer, W. (Hrsg.)
Strahlenschutz am Arbeitsplatz. Tagung vom 17.-19. Mai 1972 in Karlsruhe.
KFK-1638 (Mai 72)
- [18] Koelzer, W.
Endlagerung radioaktiver Abfälle.
Schultze, H. (Hrsg.): Umwelt-Report. Frankfurt/M.: Umschau Verl. (1972) S. 341-45
- [19] Koelzer, W.
Einheiten der Strahlenmeßtechnik.
Vortrag im Seminar: Umweltschutz und Kernenergie, Technische Akademie,
Esslingen, 28.-29. Februar 1972
- [20] Koelzer, W.
Natürliche und künstliche Strahlenbelastung des Menschen.
Vortrag im Seminar: Umweltschutz und Kernenergie, Technische Akademie,
Esslingen, 28.-29. Februar 1972
- [21] Koelzer, W.
Meßgeräte und Meßverfahren zum Nachweis ionisierender Strahlen.
Vortrag im Seminar: Umweltschutz und Kernenergie, Technische Akademie,
Esslingen, 28.-29. Februar 1972
- [22] Koelzer, W.
Radioaktive Abfälle.
Vortrag im Seminar: Umweltschutz und Kernenergie, Technische Akademie,
Esslingen, 28.-29. Februar 1972
- [23] Koelzer, W.
Nutzen und Risiko der Kernenergie.
Vortrag im Seminar: Umweltschutz und Kernenergie, Technische Akademie,
Esslingen, 28.-29. Februar 1972
- [24] Koelzer, W.
Gefahren radioaktiver Emissionen für die Umgebung.
"Kernkraftwerke und Umwelt", Informationsveranstaltung der Badenwerk AG.,
Karlsruhe, 18. Juli 1972
- [25] König, L.A.
Umweltaspekte von ^{129}J .
KFK-1543 (Januar 72)
- [26] König, L.A.
Umweltbelastung durch Tritium.
Vortrag im Umweltkolloquium des Kernforschungszentrums, Karlsruhe, 21. Februar 1972
KFK-1560 (Februar 72)
- [27] König, L.A.
Strahlenschutzerfahrungen bei der Behandlung radioaktiver Abfälle und der
Dekontamination von Geräten und Anlagen.
Strahlenschutz am Arbeitsplatz, 6. Jahrestagung des Fachverbandes für Strahlen-
schutz, Karlsruhe, 17.-19. Mai 1972
KFK-1638 (Mai 72) S. 117-26

- [28] König, L.A.
Ergebnisse der Raum- und Abluftüberwachung im Kernforschungszentrum Karlsruhe.
Strahlenschutz am Arbeitsplatz, 6. Jahrestagung des Fachverbandes für Strahlenschutz, Karlsruhe, 17.-19. Mai 1972
KFK-1638 (Mai 72) S. 223-30
- [29] König, L.A.; Winter, M.
Graphische Auswertung von Experimenten zur Bestimmung der atmosphärischen Ausbreitung mit tritiiertem Wasserdampf als Tracer.
KFK-1667 (November 72)
- [30] Lindackers, K.-H.; Aurand, K.; Hug, O.; Kiefer, H.; Krämer, H.; Seetzen, J.; Trott, K.-R.
Kernenergie - Entfesselung und Bändigung der Atomkraft.
Rowohlt Taschenbuch Verlag, Reinbek bei Hamburg, August 1972
- [31] Nester, K.
Statistische Auswertungen der Windmessungen im Kernforschungszentrum Karlsruhe aus den Jahren 1968/69.
KFK-1606 (Juni 72)
- [32] Piesch, E.
Anwendung der nichtphotographischen Kernspurregistrierung in Festkörpern.
G-I-T Fachzeitschrift für das Laboratorium, 16 (1972) S. 810-16
- [33] Piesch, E.
Zukunftstendenzen der Personendosimetrie.
Strahlenschutz am Arbeitsplatz, 6. Jahrestagung des Fachverbandes für Strahlenschutz, Karlsruhe, 17.-19. Mai 1972
KFK-1638 (Mai 72) S. 207-20
- [34] Piesch, E.
Nuclear Accident Dosimetry Measurements at the Second I.A.E.A. Intercomparison at Oak Ridge, USA, May 1971
KFK-1635 (Dezember 72)
- [35] Piesch, E.
Dosimeter zum Nachweis elektrisch geladener Teilchen und/oder Neutronen.
Offenlegungsschrift 2 064 665 (27.7.72)
- [36] Piesch, E.; Burgkhardt, B.
Use of LiF Albedo Dosimeters for Personnel Monitoring in the Radiation Field of Fast Neutrons.
IAEA Symposium on Neutron Monitoring for Radiation Protection Purposes, Wien, 11-15 December 1972
- [37] Piesch, E.; Burgkhardt, B.; Vaane, J.P.
Personnel Monitoring with a LiF Albedo Dosimeter in the Radiation Field of a ^{252}Cf Source.
KFK-1666 (August 72)
EUR-4846

- [38] Piesch, E.; Weng, P.S.
Application of Fission Track Etching Process for Determination of
Low-level Uranium Concentration in Liquids and Aerosols.
KFK-1552 (Februar 72)
- [39] Schüttelkopf, H.; Wilhelm, J.G.
An Inorganic Adsorber Material for Off-Gas Cleaning in Fuel Reprocessing Plants.
12. USAEC Air Cleaning Conference, Oak Ridge, Tenn., August 28-31, 1972
- [40] Stäblein, G.
Praktischer Strahlenschutz.
Vortrag im Seminar: Umweltschutz und Kernenergie, Technische Akademie,
Esslingen, 28.-29. Februar 1972
- [41] Wilhelm, J.G.; Schüttelkopf, H.; Dorn, L.; Heinze, G.
Verfahren zur Entfernung von Jod und Jodverbindungen aus Gasen und Dämpfen
und metallsalzimprägnierte Sorptionsmittel zur Durchführung des Verfahrens.
Offenlegungsschrift 2 109 146 (28.9.72)