

**KERNFORSCHUNGSZENTRUM
KARLSRUHE**

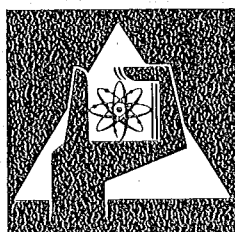
Mai 1976

KFK 2266

Abteilung Strahlenschutz und Sicherheit

JAHRESBERICHT 1975

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 2266

Abteilung Strahlenschutz und Sicherheit



JAHRESBERICHT 1975

Redaktion: H. Kiefer, W. Koelzer

An der Erarbeitung dieses Berichts waren
alle Mitarbeiter der Abteilung beteiligt

Gesellschaft für Kernforschung m.b.H., Karlsruhe

Zusammenfassung

Der Sicherheitsbeauftragte der Gesellschaft für Kernforschung ist für die Gewährleistung des Strahlenschutzes und der technischen Sicherheit auf konventionellem und nuklearem Gebiet innerhalb der Gesellschaft zuständig. Zur Durchführung dieser Aufgaben bedient er sich der Abteilung Strahlenschutz und Sicherheit. Die Aufgabenstellung 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 erheblichen Teil im Rahmen des Projektes Nukleare Sicherheit durchgeführt werden. Schwerpunkte dieser Arbeiten sind: Strahlenschutzmeßtechnik und Personendosimetrie, theoretische und experimentelle Untersuchungen über das Ausbreitungsverhalten von Gasen und Aerosolen in der Atmosphäre, Größe und Auswirkung radioaktiver und thermischer Emissionen kerntechnischer Großanlagen.

Der vorliegende Bericht informiert über die einzelnen Aufgabengebiete, gibt die Ergebnisse der Routinemessungen im Jahre 1975 wieder und berichtet über neue Untersuchungsergebnisse und Entwicklungen der verschiedenen Arbeitsgruppen der Abteilung.

Radiation Protection and Safety Department - Annual Report 1975

Summary

The Safety Officer of Gesellschaft für Kernforschung is responsible for radiation protection and technical safety, both conventional and nuclear, within the company. To fulfill his functions he relies on the assistance of the Radiation Protection and Safety Department. His duties cover tasks relative to radiation protection and safety on behalf of the institutes and departments of Gesellschaft für Kernforschung and environmental monitoring for the whole Nuclear Research Center, on the one hand, and own research and development work, most of which carried out under the Nuclear Safety Project, on the other hand. These activities concentrate on radiation protection methods of measurement and personnel dosimetry, theoretical and experimental studies of the diffusion behaviour of gases and aerosols in the atmosphere, the amount and consequences of radioactive and thermal emissions from large nuclear plants.

This report gives details of the different duties, indicates the results of 1975 routine measurements, and reports about new results of investigations and developments of the working groups of the department.

Service de radioprotection et de sécurité - Rapport annuel 1975

Résumé

Le chargé de sécurité de la Gesellschaft für Kernforschung est responsable de la radioprotection et de la sécurité technique sur les domaines conventionnel et nucléaire au sein de la compagnie. En s'acquittant de ces fonctions il se sert de l'assistance du Service de radioprotection et de sécurité. Les fonctions incluent les tâches de routine de radioprotection et de sécurité pour l'ensemble des instituts et départements et la surveillance de l'environnement du Centre d'études nucléaires aussi bien que des travaux de recherche et de développement dont la plupart ressortissent au Projet de Sécurité Nucléaire. Les efforts principaux concernent les procédés de mesure de radioprotection et la dosimétrie individuelle, les études théoriques et expérimentales sur le comportement de diffusion de gaz et d'aérosols dans l'atmosphère, la quantité et les effets d'émissions thermiques et radioactives à partir de grandes installations nucléaires.

Ce rapport contient des informations sur les tâches individuelles, résume les résultats des mesures de routine faites en 1975, et indique les nouveaux résultats d'expériences et de développements réalisés par les différents groupes de travail.

<u>Inhaltsverzeichnis</u>	Seite
1. Aufgabengebiete und Organisation der Abteilung Strahlenschutz und Sicherheit	1
2. Administrative Aufgaben	3
2.1 Sicherheitsingenieur - Strahlenschutz	3
2.1.1 Strahlenschutzsicherheit	3
2.1.2 Personendosiskartei	5
2.2 Sicherheitsingenieur - konventionelle Bereiche	6
2.2.1 Betriebliche Aufgaben der Sicherheitsingenieure auf Grund des Arbeitssicherheitsgesetzes	6
2.2.2 Unfallgeschehen im Jahre 1975	7
2.2.3 Übertragung von Unternehmerpflichten, Umstellung auf neues Recht	8
2.2.4 Betriebsüberwachung	9
2.2.5 Arbeitsschutzausschuß	9
2.2.6 Arbeitsplatzüberwachung	9
2.2.7 Ausbildung von Flurförderzeugfahrern	11
2.3 Sicherheitsbeirat	11
2.4 Meldestelle für Kernbrennstoffe	12
2.5 Einsatzplanung und Organisation	14
2.5.1 Brandbekämpfungspläne	14
2.5.2 Ausbildung der Einsatzdienste	14
2.5.3 Kommunikationsmittel, Sicherheitseinrichtungen	15
2.5.4 Administration	15
2.5.5 Datenverarbeitungsanlage	15
3. Strahlenschutzüberwachung	18
3.1 Arbeitsplatzüberwachung	18
3.2 Dichtigkeitsprüfungen	26
3.3 Überwachung der Ableitungen	27
3.3.1 Abluftüberwachung	27
3.3.2 Abwasserüberwachung	31
3.4 Umgebungsüberwachung	38
3.4.1 Das Überwachungsprogramm	38
3.4.2 Meßergebnisse des Routineprogramms	41
3.4.3 Besondere Überwachungsmaßnahmen	51
3.5 Personenüberwachung	52
3.5.1 Externe Dosis	52
3.5.2 Inkorporationsmessungen	54
4. Dosimetrie und Spektroskopie	56
4.1 Photonendosimetrie	56
4.1.1 Automatische Auswertung	56

4.1.2	Stabilität von TLD-Auswertesystemen	57
4.1.3	Fadingverhalten von TLD	58
4.1.4	Supralinearität verschiedener LiF-Dosimeter	60
4.1.5	Zweitauswertung von LiF-Dosimetern nach Hochdosisbestrahlung	62
4.1.6	Kalibrierung von Stabdosimetern zur Personenüberwachung an Röntgenanlagen	65
4.1.7	Anwendung von Zelluloseazetat zur Megaraddosimetrie	66
4.1.8	TSEE-Sandwich-Dosimeter als materialäquivalente Meßsonden	67
4.1.9	Dosimeterkalibrierung bei 9 MeV Gammastrahlung	69
4.2	Neutronendosimetrie	70
4.2.1	Schwächung und Build-up von ^{252}Cf -Neutronen im Gewebe	70
4.2.2	Automatische Auszählung von Rückstoßkernen in Polykarbonatfolien mittels Funkenzähler	72
4.2.3	Neuere Meßmethoden zur Neutronenpersonenüberwachung	74
4.2.4	Das Karlsruher Albedo-Neutronendosimetersystem	76
4.2.5	Albedodosimeter-Vergleichsmessungen	77
4.3	Spektroskopie	77
4.3.1	Verbesserungen an Eigenbau-Argon-Methan-Proportionalzählern für Lungeninkorporationsmessungen	77
4.3.2	Ausbau und Kalibrierung der Ge(Li)-Meßanlage	79
4.3.3	Einsatz der Detektoren und spezielle Messungen	81
5.	Strahlenschutzmeßgeräte	82
5.1	Wartung und Reparatur von Strahlenschutzmeßgeräten	82
5.2	Entwicklungsstand und Weiterentwicklung des automatischen Glasdosimeter-Auswertegerätes	84
5.3	Sonderaufgaben	85
6.	Meteorologie	86
6.1	Auswertungen meteorologischer Messungen	86
6.1.1	Windprofil-Untersuchungen	86
6.1.2	Temperaturprofil-Untersuchung	88
6.1.3	Strahlung	88
6.1.4	Spektraldichte der Windgeschwindigkeitskomponenten	89
6.1.5	Lateraler Ausbreitungsparameter σ_y	91
6.1.6	Weitergabe meteorologischer Daten	93
6.2	Einfluß der Rauigkeit auf die Parameter σ_y und σ_z	93
6.3	Instrumentierung	96
6.4	Datenerfassungsanlage	96
7.	Umweltschutz	
7.1	Strahlenbelastung der Umgebung des Kernforschungszentrums Karlsruhe	98
7.1.1	Strahlenbelastung im Jahre 1975	98
7.1.2	Vorausgeschätzte Strahlenbelastung im Jahre 1976	100
7.2	Ausbreitungsversuche	110
7.2.1	Durchführung der Versuche	110

7.2.2	Auswertung der Luftproben	111
7.2.3	Austauschbarkeit der Leitsubstanzen CFC_3 und CF_2Br_2	111
7.2.4	Ergebnisse	112
7.2.5	Auswertung eines Meso-Scale-Experiments	115
7.3	Messung der Gammadosisleistung der FR 2-Abluftfahne	115
7.4	Auswirkungen von Kühltürmen großer Kernkraftwerke auf ihre Umgebung	115
7.5	Mischung radioaktiver und thermischer Emissionen aus Kernkraftwerken	119
7.6	Vorschlag für ein Meßstellennetz in der Umgebung kerntechnischer Anlagen zur Bestimmung der Gamma-Dosisleistung bei Unfällen	120
7.7	Strahlenbelastung in der Umgebung kerntechnischer Anlagen nach hypothetischen Unfällen	121
7.7.1	Prognose der Strahlenbelastung der Bevölkerung	121
7.7.2	Analyse der Reactor Safety Study ("Rasmussen-Studie")	123
7.7.3	MAVA- und TEKO-Störfallanalyse	124
7.8	Meßprogramm zur Bestimmung der Tritiumkontamination der Umwelt	126
8.	Radiochemische und radioökologische Arbeiten	131
8.1	Zusammenfassung der Arbeiten der ASS/Ch	131
8.2	Plutonium in der Umgebung des Kernforschungszentrums Karlsruhe	132
8.2.1	Plutoniumisotope in der Umgebungsluft	132
8.2.2	Plutoniumisotope in Niederschlägen	134
8.2.3	Die Depositionsgeschwindigkeit der Plutoniumaerosole	135
8.2.4	Plutoniumisotope in Pflanzenproben	135
8.2.5	Radioisotope von Plutonium und Strontium im Abwasser, Schlamm und Plankton	138
8.3	Emissions- und Immissionsmessungen von ^{129}J	140
8.3.1	Analytische Arbeiten zur Bestimmung von ^{129}J	140
8.3.2	^{129}J in der Abluft der WAK	142
8.3.3	^{129}J in den Abwässern der GfK und der WAK	142
8.3.4	^{129}J in Kuh- und Ziegenmilch und in Schilddrüsen aus der Umgebung der Wiederaufarbeitungsanlage Karlsruhe	142
8.3.5	Die ^{129}J -Bilanz in der Wiederaufarbeitungsanlage Karlsruhe	145
8.3.6	Zur Umgebungsbelastung durch ^{129}J -Emissionen einer Wiederaufarbeitungsanlage für 1500 t/a	145
8.4	^{90}Sr in der Abluft eines Kernkraftwerkes	147
9.	Bibliographie, Beratertätigkeit	149
9.1	Veröffentlichungen 1975	149
9.2	ASS-Berichte 1975, unveröffentlicht	155
9.3	Beratertätigkeit	159

Verzeichnis der benutzten Abkürzungen

ABRA	Abteilung Behandlung radioaktiver Abfälle
ADB	Abteilung Dekontaminationsbetriebe
ADI	Abteilung Datenverarbeitung und Instrumentierung
ASS	Abteilung Strahlenschutz und Sicherheit
ASS/Ch	Abt. Strahlenschutz und Sicherheit/Chemie
ASS/GM	Abt. Strahlenschutz und Sicherheit/Geräte und Methoden
ASS/TM	Abt. Strahlenschutz und Sicherheit/Theorie und Meteorologie
ASS/TSB	Abt. Strahlenschutz und Sicherheit/Technisches Sicherheitsbüro
ASS/O	Abt. Strahlenschutz und Sicherheit/Überwachung
AV	Abteilung Allgemeine Verwaltung
AVW	Abteilung Versorgungsbetriebe und Werkstätten
BAW	Bundesamt für gewerbliche Wirtschaft
BÜF	Beirat überbetriebliche Fragen
BGA	Bundesgesundheitsamt
BMFT	Bundesministerium für Forschung und Technologie
BMI	Bundesministerium des Innern
BSV	Bereichsstrahlenschutzverantwortlicher
CALAS	Computer Aided Laboratory Automatic System
DWD	Deutscher Wetterdienst
EKM	Einkauf und Materialwesen
EKM/HL	Einkauf und Materialwesen/Hauptlager
ELMA	Einrichtung zur Lagerung mittelaktiver Abfälle
EvD	Einsatzleiter vom Dienst
FERAB	Anlage zur Einengung fester radioaktiver Abfälle
FR 2	Forschungsreaktor 2
GAA	Gewerbeaufsichtsamt
GfK	Gesellschaft für Kernforschung mbH, Karlsruhe
GWK	Gesellschaft zur Wiederaufarbeitung von Kernbrennstoffen mbH, Leopoldshafen
HDR	Heißdampfreaktor
HFK	Hand-Fuß-Kleider-Monitor
HPRR	Health Physics Research Reactor
HTR	Hochtemperaturreaktor
IAEA	International Atomic Energy Agency
IAK	Institut für Angewandte Kernphysik
IAS	Institut für Angewandte Systemtechnik
IEKP	Institut für Experimentelle Kernphysik
IHCh	Institut für Heiße Chemie

IKVt	Institut für Kernverfahrenstechnik
IMF	Institut für Material- und Festkörperforschung
INR	Institut für Neutronenphysik und Reaktortechnik
IRCh	Institut für Radiochemie
IRE	Institut für Reaktorentwicklung
ISTL	Institut für Strahlentechnologie der Bundesforschungsanstalt für Ernährung
KAH	Kraftanlagen Heidelberg
KBG	Kernkraftwerk-Betriebsgesellschaft mbH
KFZK	Kernforschungszentrum Karlsruhe
KNK	Kompakte Natriumgekühlte Kernreaktoranlage
KTH	Kerntechnischer Hilfszug
KWO	Kernkraftwerk Obrigheim
LAF	Laboratorium für Aerosolphysik und Filtertechnik
LAW	Low Activity Waste
LfU	Landesanstalt für Umweltschutz
MAGS	Ministerium für Arbeit, Gesundheit und Sozialordnung Baden-Württemberg, Stuttgart
Med	Medizinische Abteilung
LIT	Labor für Isotopentechnik
MAW	Medium Activity Waste (Mittelaktiver Abfall)
MZFR	Mehrzweckforschungsreaktor
MZK	Maximal zulässige Konzentration
ORNL	Oak Ridge National Laboratory
PNS	Projekt Nukleare Sicherheit
PTB	Physikalisch-Technische Bundesanstalt
RBT	Abteilung Reaktorbetrieb und Technik
RBT/HZ	Abt. Reaktorbetrieb und Technik/Heiße Zellen
RBT/IT-PA	Abt. Reaktorbetrieb und Technik/Ingenieurtechnik - Projektbereich A
r.F.	relative Feuchte
RöV	Röntgenverordnung
RPL	Radiophotolumineszenz
RVO	Reichsversicherungsordnung
SNEAK	Schnelle Null-Energie Anordnung Karlsruhe
SNR	Schneller Natriumgekühlter Reaktor
STARK	Schnell-Thermischer Argonaut-Reaktor Karlsruhe
SSV	Strahlenschutzverantwortlicher
SSVO	Strahlenschutzverordnung
SUA	Siemens-Unterrichts-Anordnung
SUAK	Schnelle Unterkritische Anordnung Karlsruhe

SUR	Siemens-Unterrichts-Reaktor
SWR	Siedewasserreaktor
TEKO	Technikumshalle zur Komponentenerprobung
TIK	Taschenionisationskammer
TL	Thermolumineszenz
TLD	Thermolumineszenzdosimeter
THTR	Thorium-Hochtemperatur-Reaktor
Tr.	Trockensubstanz
TSEE	Thermisch stimulierte Exoelektronenemission
TU	Europäisches Institut für Transurane
USAEC	United States Atomic Energy Commission
UVV	Unfallverhütungsvorschriften
VAK	Versuchsatomkraftwerk Kahl
VERA	Versuchsanlage für die Verfestigung radioaktiver Abfalllösungen
WAK	Wiederaufarbeitungsanlage Karlsruhe
ZAED	Zentralstelle für Atomkernenergie-Dokumentation
Zykl.	Zyklotron

1. Aufgabengebiete und Organisation der Abteilung Strahlenschutz und Sicherheit

H. Kiefer, W. Koelzer

Der Strahlenschutzbeauftragte der Gesellschaft für Kernforschung ist für die Gewährleistung des Strahlenschutzes und der technischen Sicherheit auf konventionellem und nuklearem Gebiet innerhalb der Gesellschaft zuständig. Zur Durchführung dieser Aufgaben bedient er sich der Abteilung Strahlenschutz und Sicherheit. Er untersteht mit der Abteilung Strahlenschutz und Sicherheit direkt dem Vorstandsvorsitzenden der Gesellschaft für Kernforschung, um eine unabhängige Überwachung sicherzustellen. Die Aufgabenstellung 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 erheblichen Teil im Rahmen des Projektes Nukleare Sicherheit durchgeführt werden. Schwerpunkte dieser Arbeiten sind: Strahlenschutzmeßtechnik und Personendosimetrie, theoretische und experimentelle Untersuchungen über das Ausbreitungsverhalten von Gasen und Aerosolen in der Atmosphäre, Größe und Auswirkung radioaktiver und thermischer Emissionen kerntechnischer Großanlagen.

Der Abteilung Strahlenschutz und Sicherheit gehörten am 31.12.1975 145 Mitarbeiter - 18 Akademiker, 23 Ingenieure, 89 Techniker und administrative Mitarbeiter und 15 Strahlenschutzassistentinnen in Ausbildung - an. Außerdem waren 2 Gastwissenschaftler und 2 Doktoranden in der Abteilung tätig.

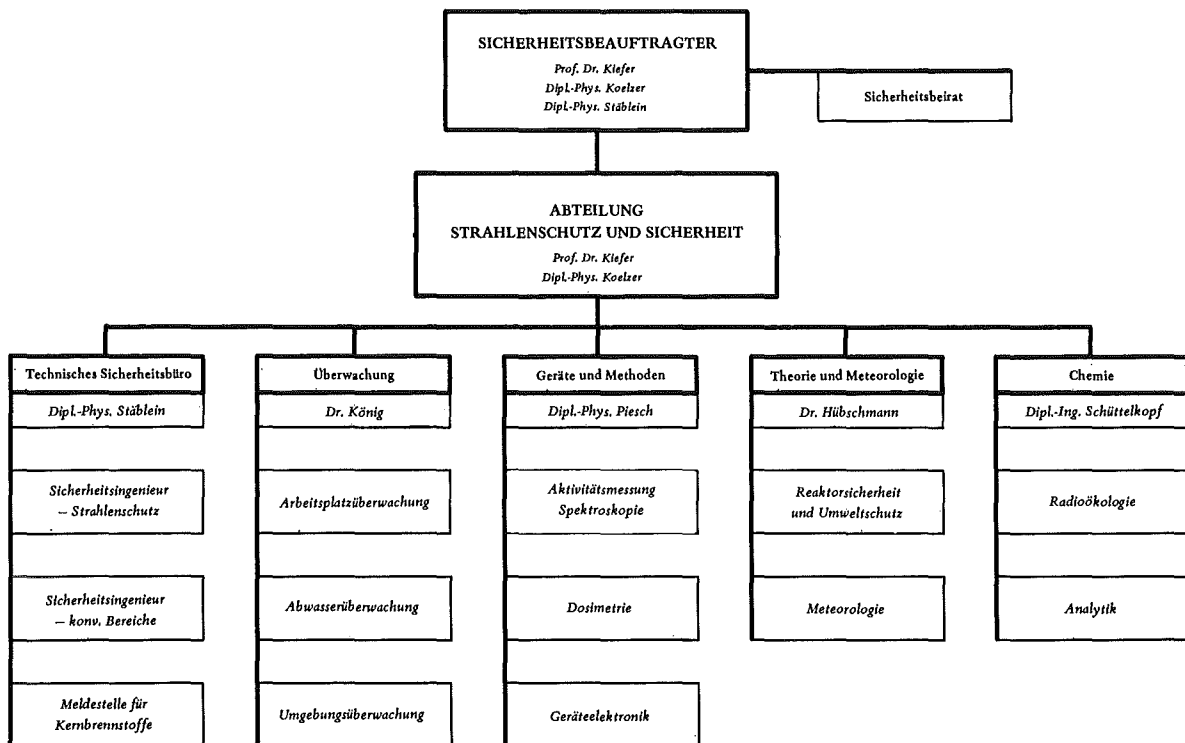


Abb. 1/1: Organisationsplan der Abteilung Strahlenschutz und Sicherheit

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 Sicherheitsbeirates und Arbeitsschutzausschusses des Kernforschungszentrums wahrgenommen.

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 Hochdosisstandes 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 überwacht.

Bereich "Theorie und Meteorologie"

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

Bereich "Chemie"

Die Prüfung, Erprobung und Anwendung radiochemischer Verfahren - insbesondere der Schnellverfahren - für Strahlenschutz Zwecke und die Durchführung radiochemischer Arbeiten innerhalb der Gesamt-Abteilung ist eine wesentliche Aufgabe dieses Bereichs. Auf dem Gebiet der Radioökologie werden zur Zeit besonders intensiv die Arbeiten zu Jod-129 durchgeführt.

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 - konventionelle Bereiche	<ul style="list-style-type: none">- Arbeitsschutzausschuß- Pflichtenübertragungen- Betriebsüberwachung- Unfallanalyse
Meldestelle	<ul style="list-style-type: none">- Erfassung von Kernbrennstoffen und radioaktiven Stoffen- Bestandsmeldungen- Transportaufsicht- Begleitung behördlicher 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:

Grundlage der Überwachungstätigkeit im Strahlenschutz sind die allgemein gültigen Gesetze und Verordnungen, wie das Atomgesetz, die 1. SSV, die RÖV, das Arbeitssicherheitsgesetz, des weiteren die Auflagen aus den für die jeweiligen Institute und Abteilungen gültigen Bau-, Betriebs-, Umgangs-, Transport- und Lagergenehmigungen, sowie die internen Vorschriften wie z.B. "Allgemeine Richtlinien zum Umgang mit Plutonium für das KFZK", die "Allgemeine Sicherheitsregelung" und die im SSV-Ordner zusammengefaßten Richtlinien und Merkblätter.

Durch jährliche Betriebsbegehungen, bei Bedarf und bei besonderen Vorkommnissen öfter, erfolgt eine Überprüfung der Strahlenschutzmaßnahmen in den Instituten und Abteilungen, die unter die oben aufgeführten Vorschriften fallen. Im Berichtsjahr wurden 28 Routinebegehungen durchgeführt, deren Zeitpunkte im Einvernehmen mit den zuständigen Strahlenschutzverantwortlichen (SSV) festgelegt wurden und zu denen Betriebsrat, Medizinische Abteilung und der Strahlenschutzbereichsleiter eingeladen wurden.

Mit weiteren 44 Begehungen ergibt sich eine Gesamtzahl von 72 Begehungsprotokollen, mit denen gegebenenfalls Beanstandungen den zuständigen Verantwortlichen zur Kenntnis gebracht werden.

Ferner erfolgt Mitarbeit im Arbeitsschutzausschuß der GfK und im Sicherheitsausschuß der Abteilung Dekontaminationsbetriebe.

- Bestellung von Strahlenschutzverantwortlichen:

Im Berichtsjahr wurden 29 Mitarbeiter mit der Strahlenschutzverantwortlichkeit betraut oder für eine zusätzliche Funktion schriftlich bestellt.

Z.Zt. tragen in den Instituten und Abteilungen der Gesellschaft für Kernforschung die Verantwortung für den Strahlenschutz gemäß § 2o (2) der 1. SSV0

- 33 Strahlenschutzverantwortliche (SSV)
- 54 Stellvertreter des SSV
- 61 Bereichs-Strahlenschutzverantwortliche (BSV)

- Unterstützung der Strahlenschutzverantwortlichen:

1975 wurden 9 Umgangsgenehmigungen oder Erweiterungen vorhandener Genehmigungen bei den zuständigen Aufsichts- und Genehmigungsbehörden beantragt.

Der SSV-Ordner, eine Sammlung von Unterlagen für die Strahlenschutzverantwortlichen, wurde laufend ergänzt, u.a. durch die Erstellung eines Merkblattes über Strahlenschutzanforderungen und Voraussetzungen für die Beschäftigung von Fremdfirmenangehörigen, die in Kontrollbereichen der GfK tätig werden sollen.

Neben der Beratung bei der Erfüllung von Behördenauflagen und bei mit dem Strahlenschutz zusammenhängenden Fragen erfolgte die Koordinierung der in den Genehmigungsaufgaben geforderten amtlichen Abnahmeprüfungen, die hier im wesentlichen die atmosphärische Dichtigkeit von Handschuhkästen und die Absicherung Heißer Zellen betreffen.

- Zwischenfallerfassung:

Eine Aufgliederung der 1975 erfaßten 61 Zwischenfälle im Zusammenhang mit radioaktiven Stoffen nach dem jeweils überwiegenden Merkmal zeigt nachstehende Tabelle, wobei als untere Erfassungsgrenze bei Personen Kontaminationen gelten, bei denen die Dekontamination durch die Med.Abt. erfolgte, und bei Sachkontaminationen, wenn eine interne Meldung erforderlich war.

Zwischenfallursache	
Technische Mängel	12 %
Organisatorische Mängel	6 %
Verhaltensmängel	61 %
Höhere Gewalt	8 %
Unbekannt	13 %
Betroffenes Objekt	
Personen	77 %
Gegenstände	21 %
Luft	2 %
Bei Personen überwiegend betroffen	
Kopf	52 %
Hände	42 %
nicht aufgeführte Körperteile	6 %
Ganzkörper	0 %

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

In der vorstehenden Tabelle sind die durch gezielte Sanierungsmaßnahmen in der ADB beim Öffnen der Kreisläufe entstehenden unvermeidbaren Raum- und Luftkontaminationen nicht enthalten.

2.1.2 Personendosiskartei

- Routineaufgaben:

Die Aufgaben der Personendosiskartei, in der derzeit 3 Mitarbeiterinnen beschäftigt werden, haben sich in den letzten zwei Jahren nicht wesentlich verändert, so daß die im Jahresbericht 1973 (KFK-Bericht 1973) gemachten Angaben über den Arbeitsbereich und Umfang weiterhin zutreffen.

- Personendosimetrie:

Im Berichtsjahr wurden 4304 Personen (Stand: Dez. 1975) einschließlich der Fremdfirmenangehörigen erfaßt und überwacht. Die Überwachungsart und die prozentuale Einteilung in die jeweilige Dosimetergruppe sowie die Veränderungen in den Jahren 1972 bis 1975 sind aus nachstehender Tabelle ersichtlich.

Dosimeterart	Meßstelle	Dosimetergruppe				
		Ia	Ib	II	III	IV
Filmdosimeter γ	LFU	X	X			
Filmdosimeter n	LFU		X			
Glasdosimeter, amt1.	LFU			X		
Glasdosimeter, intern	GfK (ASS/GM)	X	X		X	X
Stabdosimeter	GfK (ASS/U)	X	X	X	X	
Kritikalitätsdosimeter	GfK (ASS/GM)	X	X	X	X	

Tab. 2/2 : Dosimetergruppen

Einstufungen in die Dosimetergruppen in Prozent					
Jahr	Ia	Ib	II	III	IV
1972	20,1	11,0	11,1	13,5	44,3
1973	22,7	10,2	10,9	11,3	44,9
1974	25,0	10,1	10,0	11,4	43,5
1975	22,5	9,4	9,6	10,3	48,2

Tab. 2/3 : Einstufung in die Dosimetergruppen

Die Tabellen 2/4 und 2/5 zeigen die Häufigkeitsverteilung von Strahlenbelastungen bezogen auf die durch Film bzw. Glasdosimeter ermittelte Personendosis.

Überwachungs- zeitraum	Amtliche Glasdosimetrie Prozentuale Anzahl der Personendosiswerte (mrem)				
	<100	100-499	500-999	1000-2999	≥3000
1975					
I.Quartal	87,4	11,9	0,7	-	-
II.Quartal	82,4	17,4	0,2	-	-
III.Quartal	82,8	16,2	0,8	0,2	-
IV.Quartal	92,9	7,1	-	-	-

Tab. 2/4 : Amtliche Dosimetrie: Dosimetergruppe II
(vierteljährliche Auswertung)

Überwachungs- zeitraum	Amtliche Filmdosimetrie Prozentuale Anzahl der Personendosiswerte (mrem)					
	<100	100-499	500-999	1000-1499	1500-2999	≥3000
1975						
Januar	90,3	8,0	1,4	0,1	0,1	0,1
Februar	89,6	8,6	1,4	0,2	0,2	-
März	90,1	8,4	0,9	0,3	0,3	-
April	89,3	9,3	1,1	0,3	-	-
Mai	87,5	10,3	2,1	0,1	-	-
Juni	90,0	8,6	1,2	0,2	-	-
Juli	91,4	8,1	0,5	-	-	-
August	91,3	8,0	0,7	-	-	-
September	92,5	7,1	0,4	-	-	-
Oktober	92,1	7,5	0,4	-	-	-
November	93,8	6,1	0,1	-	-	-
Dezember	92,0	7,6	0,4	-	-	-

Tab. 2/5 : Amtliche Filmdosimetrie: Dosimetergruppe I
(monatliche Auswertung)

2.2 Sicherheitsingenieur - konventionelle Bereiche

2.2.1 Betriebliche Aufgaben der Sicherheitsingenieure auf Grund des Arbeitssicherheitsgesetzes

E.Windbühl

Sicherheitsingenieure haben als Fachkräfte für Arbeitssicherheit den Unternehmer und die betrieblichen Führungskräfte bei der Durchführung des Arbeitsschutzes zu unterstützen. Die beratende Funktion der Sicherheitsingenieure entlastet deshalb weder den Unternehmer noch die betrieblichen Führungskräfte von ihrer Verantwortung zur Durchführung von Arbeitssicherheitsmaßnahmen.

Sicherheitsingenieure sollen durch Beratung des Unternehmers, der betrieblichen Führungskräfte und der Belegschaft die Arbeitssicherheit an allen Arbeitsplätzen erhöhen. Dazu haben sie u.a. Unfälle und die verursachenden Faktoren zu analysieren, sicherheitswidrige Zustände und sicherheitswidrige Verhaltensweisen zu ermitteln und geeignete Maßnahmen zur Verringerung oder Beseitigung der Gefahrenmomente vorzuschlagen. Bei der Festlegung von Maßnahmen wirken sie zur Gewährleistung der Schutzziele mit.

Zur Feststellung auch solcher Gefahren, die noch nicht zu Unfällen geführt haben, sind Betriebsinspektionen durchzuführen und dabei jene Zustände bzw. Einflüsse festzustellen, die schädigend wirken können. 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.

Nach dem Arbeitssicherheitsgesetz sind in Zukunft Betriebsanlagen und technische Arbeitsmittel vor der ersten Inbetriebnahme sicherheitstechnisch zu überprüfen.

2.2.2 Unfallgeschehen im Jahre 1975

E. Windbühl

Auch im Jahre 1975 war kein schwerer Unfall zu verzeichnen. Außer 4 mittelschweren Unfällen weist die Unfallbilanz nur Bagatellunfälle auf, die nur z.T. einer Meldepflicht an den Unfallversicherungsträger unterliegen. Die Betriebsunfälle haben sich geringfügig von 168 auf 172 erhöht. Während die Zahl der Sportunfälle auf 2 zurückgegangen ist, haben sich die Wegeunfälle von 14 auf 23 Fälle erhöht. Bei den Wegeunfällen handelt es sich allerdings um einen Bereich, der außerhalb der betrieblichen Einflußmöglichkeit der Gesellschaft liegt. Es sind dies keine Unfälle, die sich auf betrieblichen und dienstlichen Wegen ereigneten, sondern Unfälle auf dem Wege zwischen Wohnung und Arbeitsstätte.

	Anzahl der Unfälle	
	1974	1975
Bauhof	1	-
Werkstätten und Montage	37	46
Labor	5	4
Betrieb	42	47
Büro	-	-
Läger	3	1
Wartung/Kontrolle	16	11
Versuchsstände	2	3
Transporte	14	6
Kantine	5	6
Innerbetrieblicher Verkehr	26	23
Reinigung/Müllabfuhr	17	25

Tab. 2/6 : Unfallanalyse nach Tätigkeitsbereichen

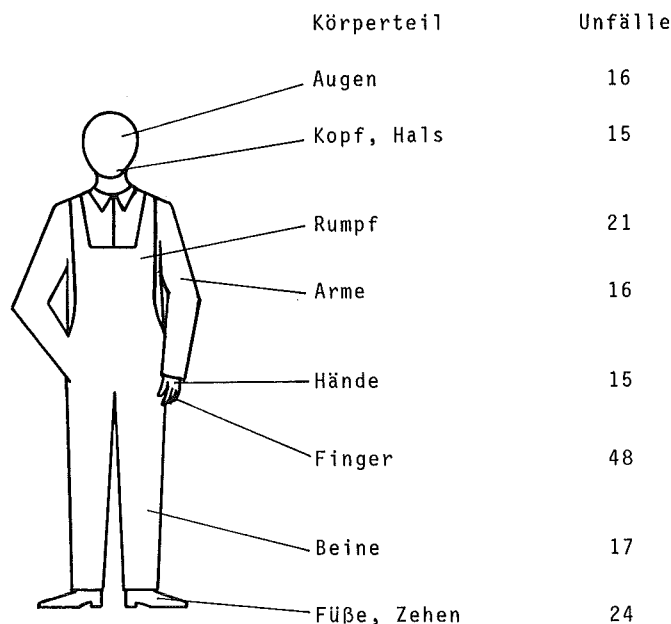


Abb. 2/1 : Durch Arbeitsunfälle verletzte Körperteile

2.2.3 Übertragung von Unternehmerpflichten, Umstellung auf neues Recht

E. Windbühl

Mit Wirkung vom 1. Januar 1975 wurde die Reichsversicherungsordnung dem allgemeinen Recht über Ordnungswidrigkeiten angepaßt, wobei der § 775 der Reichsversicherungsordnung ersatzlos gestrichen wurde. Die bisher vorgenommenen Übertragungen von Pflichten, die dem Unternehmer auf Grund der Unfallverhütungsvorschriften obliegen, auf Instituts- bzw. Abteilungs- und Gruppenleiter mußten der neuen Rechtslage angepaßt werden.

Grundlage für die Pflichtenübertragung sind jetzt die §§ 9 und 130 des Ordnungswidrigkeitengesetzes. Das bisherige Ordnungsstrafverfahren der Unfallversicherungsträger wurde mit Inkrafttreten der Neufassung des Ordnungswidrigkeitengesetzes in ein Bußgeldverfahren umgewandelt. Für die Entscheidung über Einsprüche gegen Bußgeldbescheide sind anstelle der Sozialgerichte jetzt die Strafgerichte zuständig.

Im Berichtszeitraum wurden auf Grund der notwendigen Umstellung der bisherigen Pflichtenübertragungen nach der RVO § 775 und des Arbeitssicherheitsgesetzes 229 Neubestellungen vorgenommen.

Instituts- und Abteilungsverantwortliche	179
Sicherheitsbeauftragte/RVO § 719	48
Laserschutzbeauftragte	9
Fachkräfte für Arbeitssicherheit	25
Betriebsärzte	2
Mitglieder des Arbeitsschutzausschusses	13
Stellvertretende Mitglieder des Arbeitsschutzausschusses	12

Tab. 2/7 : Übersicht über den Stand der Bestellungen im Rahmen des konventionellen Arbeitsschutzes

2.2.4 Betriebsüberwachung

E.Windbühl

Im Rahmen der allgemeinen Betriebsüberwachung wurden im Berichtsjahr 145 Begehungen in den Instituten und Abteilungen durchgeführt. Zu Routinebegehungen wurde jeweils der Betriebsrat eingeladen. Technische Beanstandungen bezogen sich in 51 % der Fälle auf den mangelhaften Zustand von elektrischen Installationen.

2.2.5 Arbeitsschutzausschuß

E.Windbühl

Der Ausschuß wurde im Jahre 1975 am 28. Januar, 29. April, 16. Juli und 17. Dezember zu Sitzungen einberufen.

In den Sitzungen wurde jeweils zu Beginn von den Sicherheitsingenieuren für Strahlenschutz und konventionelle Sicherheit über aktuelle Probleme des Arbeitsschutzes berichtet. Die Tagesordnungspunkte bezogen sich u.a. auf: Vorsorge und Überwachungsuntersuchungen von Mitarbeitern, Sicherheitsbelehrungen für Neueingestellte, Strahlenschutzbelehrungen, Verkehrsfragen, Beschaffung und Auswahl von Arbeitsschuttmitteln, bauliche Maßnahmen zur Verbesserung der Arbeitsplatzbedingungen und Atemschutzfragen.

2.2.6 Arbeitsplatzüberwachung

E.Banschbach, W.Reuble

Die Überwachung der Arbeitsplätze auf Geräuschbildung und Lärmeinwirkung auf die Mitarbeiter wurde weiter ausgebaut. Lärmmessungen wurden an verschiedenen Typen von Arbeitsplätzen durchgeführt. Dabei wurden Werte bis 100 dB(A) verzeichnet.

Gültige Lärmschutzrichtlinien und-vorschriften sind:

1. Richtlinie über Maßnahmen zum Schutz der Arbeitnehmer gegen den Lärm am Arbeitsplatz (BMA Nov. 1970)
2. Beurteilung von Arbeitslärm am Arbeitsplatz hinsichtlich Gehörschäden (VDI-Richtlinie 2058 Okt. 1970)
3. Unfallverhütungsvorschrift "Lärm" (Dez. 1974)
4. Arbeitsstättenverordnung (§ 15 Schutz gegen Lärm) (April 1975; gültig ab 1. Mai 1976)

Außerdem VDI Richtlinien wie z.B. "Beurteilung von Arbeitslärm in der Nachbarschaft" usw.

Begriffsbestimmungen aus UVV "Lärm"

§ 2.(1) Lärm im Sinne dieser Unfallverhütungsvorschrift ist Schall (Geräusch), der das Gehör schädigen kann oder zu besonderen Unfallgefahren führt.

(2) Der Beurteilungspegel im Sinne dieser Unfallverhütungsvorschrift kennzeichnet die Wirkung eines Geräusches auf das Gehör. Er ist der Pegel eines für die Dauer einer achtstündigen Arbeitsschicht konstanten Geräusches oder, bei zeitlich schwankendem Pegel, der diesem gleichgesetzte Pegel. Er wird in dB(A) angegeben.

(3) Lärmbereiche im Sinne dieser Unfallverhütungsvorschrift sind Bereiche, in denen Lärm auftritt, bei dem ein Beurteilungspegel von 90 dB(A) erreicht oder überschritten wird.

Die Arbeitsstättenverordnung wird den Beurteilungspegel für Lärmbereiche auf 85 dB(A) herabsetzen. Ein Vergleich mit Richtlinien und der UVV-Lärm und dortigen Grenzwerten lassen keine besorgniserregende Zustände erkennen. Dennoch sind vorsorgliche Maßnahmen wie Schalldämmung

und regelmäßige Gehörprüfung der Mitarbeiter am Platze. Innerhalb der allgemeinen zivilisatorischen Belastung sollte vermeidbarer Lärm am Arbeitsplatz erfaßt und nach Möglichkeit gemindert werden.

Im Rahmen der Arbeitsplatzüberwachung wurden im Berichtsjahr 1975 Kontrollen und Messungen hinsichtlich Lärm- und Schadstoffeinflüssen durchgeführt.

Inst./Abt.	Meßstelle	Ergebnis
KNK	Rechnerraum	73 - 84 dB(A) Verbesserungsvorschlag
EKM/HL	Schneidhalle (Plasmaschneidanlage)	95 dB(A) alte Anlage 106 - 110 dB(A)
IKVT	Technikumshalle	75 - 88 dB(A) verschiedene Verbesserungsvorschläge
IKVT	Pilotanlage offen Pilotanlage schallgedämpft	1. Messung 103,0 dB(A) 2. Messung 86,5 dB(A)
ADB	MAW/Verdampfer Schaltwarte	52,0 dB(A) keine weiteren Maßnahmen notwendig
IHCH	Rechnerraum	78 - 80 dB(A)
AV	Reprographie	71 - 80 dB(A) Verbesserungsvorschlag
ABRA	Büroräume (Ventilatoren außerhalb des Gebäudes)	51,5 - 55 dB(A) 67 - 71 dB(A) bei geöffneten Fenstern
ADB	Haus 545	82 - 98,0 dB(A) Gehörschutz tragen
RBT	FR 2	10 verschiedene Meßstellen 72 - 96 dB(A) teilweise Gehörschutz tragen
RBT	HZ	10 verschiedene Meßstellen 60 - 100 dB(A) teilweise Gehörschutz tragen
ASS/0	verschiedene Gebläse	67 - 78 dB(A) Verbesserungsvorschlag

Tab. 2/7 : Messungen am Arbeitsplatz - Lärm

Inst./Abt.	Meßstelle	Schadstoff	Ergebnis
EKM/HL	Schneidhalle	Nitr.Gase Stickstoffdioxid	Unterhalb MAK-Wert Verbesserungsvorschlag
ASS/O	Gebäude 123 Raum 108	Xylol	Unterhalb MAK-Wert
IEKP	Nioblabor	Lösungsmittel	keine gefährdenden Konzentrationen; Schaffung besserer Arbeits- bedingungen und deren Einhaltung empfohlen
IHCH	Gebäude 721 Labor 43	Benzol/Pyridin	Schadstoffe außerhalb des Abzuges nicht nachweisbar
AV	Reprographie Buchbinderei	Luftströmung Schadstoffe Temperatur	Schadstoffe nicht meßbar; Beseitigung unzumutbarer Luftströmungen; Regelung konstanter Temperatur
IRCH	Gebäude 321 Labor 212	Benzol	Außerhalb des Abzuges kein Benzol nachweisbar
IMF	Gebäude 681 Labor 131	Lösungsmittel	gelegentlich meßbarer Nachweis von Lösungsmittel- dämpfen etc; Umgang er- fordert großräumigen Laborabzug
IEKP	Gebäude 406 Maschinenhalle	Quecksilber	Nachweis geringer Queck- silberspuren in einem geschlossenen Kreislauf

Tab. 2/8 : Messungen am Arbeitsplatz - Schadstoffe

2.2.7 Ausbildung von Flurförderzeugfahrern

E.Banschbach

Entsprechend der UVV (VBG 12 a vom 1. 4. 1973) für Flurförderzeuge (Gabelstapler, Elektrokarren, Hubroller und dergl.) wurden im Berichtszeitraum 25 Mitarbeiter im Führen von Flurförderzeugen unterwiesen und einer praktischen und theoretischen Prüfung unterzogen.

2.3 Sicherheitsbeirat

G.Stäblein

Der Sicherheitsbeirat für das Kernforschungszentrum Karlsruhe - Ladung, Vorbereitung und Protokollführung sind Aufgaben des Leiters ASS/TSB - trat in der jeweiligen Besetzung im Jahre 1975 wie folgt zusammen:

Datum	Gremium	Thema
4. 3.	ADB	Plutoniumanalysen Vorläufige Sicherheitsmaßnahmen für das Behältergebäude 553 Verlängerung der Betriebsgenehmigung für den MAW-Verdampfer Stand der Sanierungsarbeiten in ADB Tritiumaquiferspeicherung Zwischenfall in der Bituminierungsanlage
4. 3.	IHCH	Baumaßnahmen an den Milli-Außenanlagen Umbau der mechanischen Werkstatt
13. 5.	SNEAK	Aufbau und Aufgaben der Anordnung SNEAK 1o
13. 5.	WAK	Genehmigung KW0-Brennelementaufarbeitung 1975 LAVA-Abluftkamin Festgestellte Schäden am WAK-Abluftkamin Werte zum Abluftplan
2. 7.	ADB	Zementieranlage in Bau 534 - Stellungnahme zum technischen Konzept Zwischenzeitliche Behandlung von Harzen und Schlämmen Erfahrungen beim bisherigen MAW-Betrieb und dessen Fortführung Verschiedenes
20. 8.	ADB	Behandlung der Sicherheitsberichte LAW-Verdampfung und Bituminierung
10. 9.	WAK	Inbetriebnahme ELMA Fortsetzung der KW0-Kampagne
30.10.	BÜF	Teilabluftplan 1976 - Jodabgaben
20.11.	ADB	Weiterer MAW-Betrieb bei der ADB Beseitigung von Verdampferkonzentrat in der provisorischen Betonieranlage Lager für feste radioaktive Abfälle
5.12.	BÜF	Abluftplan für das Jahr 1976
5.12.	TEKO	Sicherheitsbericht für TEK0

Tab. 2/9 : Sicherheitsbeirat - Sitzungen

2.4. Meldestelle für Kernbrennstoffe

W.Stock

Die Meldestelle ist für die Überwachung, Erfassung und Meldung von radioaktiven Stoffen und Kernbrennstoffen sowie Schwerwasser zuständig.

Grundlagen dieser Tätigkeit sind die einschlägigen Gesetze und Verordnungen wie:

- die "Erste Strahlenschutzverordnung"
- die Umgangs-, Lager-, Betriebs- und Transportgenehmigungen der Behörden
- die Verordnung Nr. 7 und 8 der EURATOM-Kommission
- die Artikel 81 und 82 des EURATOM-Vertrages
- das bilaterale Abkommen zwischen der Bundesrepublik Deutschland und der Regierung von Kanada.

Zu den Tätigkeiten der Meldestelle gehören:

- Führung der Brennstoffkartei
- Prüfung der Umgangs- und Lagergenehmigungen auf Einhaltung der genehmigten Mengen
- Prüfung der Transportbelege auf Richtigkeit der Angaben
- Prüfung der Institutsmeldungen auf Übereinstimmung mit den Belegen
- Erstellung der Monats-, Quartals-, Halbjahres- und Jahresberichte an die Behörden
- Durchführung GfK-interner Pu-Transporte
- Überwachung GfK-externer Pu-Transporte auf Einhaltung der Auflagen in den Transportgenehmigungen
- Vorbereitung, Begleitung und Erstellung von Abschlußberichten bei behördlichen Inspektionen
- Erstellung von Richtlinien, Merkblättern und Formblättern betreffend des Meldewesens
- Unterweisung der Verantwortlichen für die Buchführung und Meldung radioaktiver Stoffe
- Schriftverkehr mit Behörden, Firmen und Instituten.

1 9 7 5 wurden von der Meldestelle

- ca. 2 000 Institutsmeldungen bearbeitet
- ca. 3 000 Transportbelege überprüft
- 2 056 Meldungen und Berichte für die Behörden erstellt
 - 80 GfK-interne Pu-Transporte durchgeführt
 - 90 GfK-externe Pu-Transporte überwacht
 - 7 Inspektionen an 23 Inspektionstagen vorbereitet, die Inspektoren bei den Kontrollen begleitet und die Abschlußberichte erstellt.

Meldungen über radioaktive Stoffe und Kernbrennstoffe sowie Schwerwasser erhielten:

Behörde	Art der Meldung			Anzahl
	radioaktive Stoffe	Kernbrennstoffe	D ₂ O	
EURATOM - Luxemburg		x	x	694
BMFT - Bonn		x		4
BAW - Eschborn		x		656
MAGS - Stuttgart	x	x		664
LFU - Karlsruhe	x			2
GAA - Karlsruhe	x	x		36
				<u>2 056</u>

Tab. 2/10 : Meldungen über radioaktive Stoffe, Kernbrennstoffe und Schwerwasser

- Inspektionen - durch die EURATOM-Kommission-Luxemburg
- durch das Atomic Energy Control Board - Ottawa

Kontrollierte Anlagen:

Reaktoren: FR 2 STARK SNEAK MZFR KNK SUA
 Trenndüsenanlage: IKVT
 sonstige Forschungseinrichtungen: IMF/I IMF/II IHCH IAK
 IRCH RBT/HZ INR

Kontrollierte Stoffe:	(von GfK-Bestand in %)	
	Natururan	90 %
	U-anger. bis 10 %	85 %
	U-anger. bis 20 %	90 %
	U-anger. bis 35 %	10 %
	U-anger. bis 93 %	95 %
	Plutonium	85 %

15 % des kontrollierten Plutoniums wurden von den EURATOM-Inspektoren mit einem Neutronen-koinzidenzzähler gemessen. Der Zeitaufwand der Inspektionen betrug für die Meldestelle 35 Arbeitstage.

2.5 Einsatzplanung und Organisation

W.Reuble

2.5.1 Brandbekämpfungspläne

Brandbekämpfungspläne sind sicherheitstechnische Unterlagen, die für jede Institution bzw. Gebäudeanlage anzufertigen sind und die in Betriebsgenehmigungen ausdrücklich gefordert werden. Für die meisten Gebäude sind solche Unterlagen bereits erstellt. Neben dem notwendigen Änderungsdienst wurden Unterlagen für folgende Anlagen angefertigt:

Gebäude Nr.	410	Institut für Experimentelle Kernphysik
"	"	416 Institut für Experimentelle Kernphysik
"	"	B 524 Abteilung Behandlung radioaktiver Abfälle
"	"	681 Institut für Material-und Festkörperforschung

2.5.2 Ausbildung der Einsatzdienste

Ortseinweisungen werden von ASS/TSB insbesondere für die Einsatzleiter vom Dienst (EVD) durchgeführt. Aber auch Mitarbeiter der Werkfeuerwehr und sonstiger im Sicherheitsdienst der GfK tätiger Einrichtungen sind hierzu eingeladen.

Die Teilnehmer sollen hierbei vor Ort die Aufgabenstellung und Funktion der jeweiligen Anlage oder Institution kennen lernen und sich durch persönliche Diskussion über spezifische Gefahrenquellen aber auch über die gebotenen Hilfs- und Einsatzmöglichkeiten orientieren. Im Berichtsjahr wurden die in Tabelle 2/11 genannten Einrichtungen besucht:

Gebäude Nr.	Bezeichnung
222	AVW/Fernmeldeanlagen
225-227	Kfz-Werkstatt, Garagen und Bereitschaftsräume
229-232	Hauptlager, Chemielager, Schneidhalle
B 252	Gerätelager/Einkauf
252-254	Bauhof
324 u. 325	Institut für Strahlentechnologie der Lebensmittel
341	IRCH/Analytisches Labor
541-544	AVW/Betriebswerkstätten, Wäscherei, Fertigungskontrolle, ADB/Dekotrupp
549	Dampfversorgungszentrale
681	Institut für Material-und Festkörperforschung
701	Erweiterungsbau von RBT/HZ
801-805	Transurane-Institut

Tab. 2/11 : EVD - Ortseinweisungen

2.5.3 Kommunikationsmittel, Sicherheitseinrichtungen

Das Technische Sicherheitsbüro überwacht die Kommunikationsmittel und Einrichtungen im Sicherheitsdienst der GfK:

- Prüfungen der Lautsprecheranlagen und der Notrufvermittlung (Rote Telefone)
- Beschaffung neuer Funksprechgeräte, Erstellung und Verteilung eines neuen Geräte-Teilnehmerverzeichnisses
- Ausgabe und Auflistung der auf 71 erhöhten Zahl von UKW-Personenrufempfängern
- Festlegung der Richtlinien für die Einführung und Durchführung der Weckerlinie für die Werkfeuerwehr
- Prüfung von Not- und Fluchttoren auf Funktion und Veranlassung erforderlicher Zusatzeinrichtungen
- Inspektion der Sicherheitsanlagen für Einrichtungen, die bei Zwischenfällen besonderer Beachtung bedürfen.

2.5.4 Administration

An Aufträgen und Anfragen sicherheitstechnischer Art wurden bearbeitet:

- Stellungnahme zu Investitionsmaßnahmen
- Erhebungen zum Notstrombedarf
- Wahl eines geeigneten Hubschrauberlandeplatzes
- Prüfung von Luftsaugern und anderen Geräten für die Verwendung durch die Einsatzkräfte
- Auflistung der bei einem Zwischenfall auf Anweisung des EvD zu informierenden Mitarbeiter
- Überarbeitung des Räumungsplanes
- Inspektion mit Vertretern der Aufsichtsbehörde.

2.5.5 Datenverarbeitungsanlage

G.Stäblein

Seit Juni 75 setzt das Technische Sicherheitsbüro einen Tischrechner zur Datenerfassung und automatisierten Texterstellung ein.

Die Programme können in der Programmiersprache BASIC erstellt und über eine Befehlsworttastatur direkt eingegeben werden. Die Textdarstellung erfolgt auf Sichtschirm, die Ausgabe bisher mit einer Kugelkopfschreibmaschine. Als Datenträger dienen Kassettenbänder, auf die direkt eingegeben werden kann. Datenzwischenträger (Lochkarten) sind nicht erforderlich. Die Abwicklung - Programmerstellung, Dateneingabe und-Ausgabe, Programmpflege - kann vollständig innerhalb ASS/TSB erfolgen.

Für verschiedene Problemkreise wurden bereits Eigenprogramme erarbeitet, die auch für eine Einarbeitung in die Möglichkeiten der Anlage dienlich waren.

Wegen des erforderlichen Zeitaufwandes sollte die Ausweitung der Datensätze und Bedienung der Programmjobs künftig einem hierfür qualifizierten Mitarbeiter übertragen werden.

Programmeispiele:

UNTERS : Personenliste mit Terminen zur ärztlichen Kontrolluntersuchung, Aufruf der Fälligkeit.

ADRESS : Adressensammlung, Drucken von Anschriftenaufklebern.

Alpha : Alphabetisches Sortieren von Namen und Abteilungen.

- UEBO : Erstellen von z.Zt. monatlich 30 Überwachungsbogen (je 10 Personen) zur Personendosimetrie auf vorgegebenen amtlichen Formularen.
- DOSIS : Übersichtsliste der monatlichen Personendosen und Bilanz der gleitenden 12 Monatsdosis. Markieren von Auffälligkeiten und Erstellen von Auswahllisten.
Abb. 2/2 gibt einen Listenausdruck nach diesem Programm wieder (Namen verdeckt).
- GEN : Übersichtsdarstellung der erteilten atomrechtlichen Genehmigungen nach verschiedenen Gesichtspunkten wie Datum der Erstellung, Typ, Institut/Abteilung, Gültigkeit.

Für alle Programmgruppen bestehen Unterprogramme zur Dateneingabe,-Ergänzung,-Korrektur und der formatkontrollierten Ausgabe.

Die Realisierung weiterer Aufgabenstellungen ist innerhalb des Systems programmierbar und geplant.

Erfolg:

Der Zeitaufwand für die Datenerfassung und Darstellung liegt wie Einzelbeispiele zeigen, erheblich unter der bisher üblichen Handarbeit. Dies gilt vor allem für größere wiederkehrende Vorgangsmengen, wie sie in der Personendosiskartei erforderlich werden.

Ziel:

- Ausweitung der Programmanwendungen unter Einbeziehung der Meldestelle für Kernbrennstoffe und einer Personenkartei im Zusammenhang mit der konventionellen Vorsorge beim Umgang mit gefährlichen Arbeitsstoffen
- Verfolgung von Belehrungsterminen
- Führung und Dokumentation im Strahlennachweisbuch (Strahlenpaß) im Sinne der neuen SSV0.

Technische Ziele:

Verbesserung der Datenausgabe (Schnelligkeit, Zuverlässigkeit und störender Schallpegel) durch Beschaffen eines Schnelldruckers.

Als Fernziel kann der Übergang zu günstigeren Datenspeichern oder Großanlage mit der bis dahin erworbenen Programmerfahrung und eingespielten Formaten betrachtet werden.

26.1.76
 DATENBAND NR. 9
 NAME

MONATSDOSIS IN MILLIREM
 LETZTER STAND : 23.1.76

BILANZ NACH MONAT : 12
 * = UEBER 50% DES MAX.ZUL.WERTES

NAME	J	F	M	A	M	J	J	A	S	O	N	D	12-M-D	3-M-D
2 *****														
3 *****	440	290	310	480	230	240	210	190	200	450	230	160)	3430 *	840
4 *****	70	60	60	80	50	50	0	270	150	50	60	90)	990	200
5 *****	270	190	90	140	90	120	150	120	180	40	130	210)	1730	380
6 *****	0	0	0	0	0	0	0	0	210	180	80	220)	690	480
7 *****	100	150	160	180	220	150	60	50	80	60	60	100)	1370	220
8 *****	430	240	260	420	110	60	90	220	200	360	150	400)	2940 *	910
9 *****	0	0	0	0	0	0	180	40	80	0	70	120)	490	190
10 *****	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0)	0	0
11 *****	0	0	0	0	0	50	210	290	390	410	130	260)	1740	800
12 *****	230	110	350	440	370	200	0	0	0	0	0	130)	1830	130
13 *****	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0)	0	0
14 *****	40	50	250	220	170	0	0	150	40	0	0	0)	920	0
15 *****	40	120	60	40	0	120	60	230	40	0	0	0)	710	0
16 *****	310	290	230	90	50	80	210	0	110	70	0	130)	1570	200
17 *****	40	0	40	110	0	200	210	80	0	0	0	40)	720	40
18 *****	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0)	0	0
19 *****	180	430	340	130	0	130	0	100	250	110	80	60)	1810	250
20 *****	0	100	0	280	1100	0	240	150	0	240	110	0)	2220	350
21 *****	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0)	0	0
22 *****	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0)	0	0
23 *****	350	90	200	60	0	80	0	50	0	0	60	110)	1000	170
24 *****	40	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0)	40	0
25 *****	150	220	220	250	0	360	300	50	130	50	60	100)	1890	210
26 *****	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0)	0	0
27 *****	160	140	160	170	110	210	40	160	170	210	80	90)	1700	380
28 *****	160	0	0	70	960	0	0	120	40	0	0	50)	1400	50
29 *****	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0	0)	0	0
ABTEILUNGSSUMME :	3010	2480	2730	3160	3460	2050	1960	2270	2270	2230	1300	2270	29190	5800
MITTL.PERS.DOSIS :	103	85	94	108	119	70	67	78	78	76	44	78	1006	200

Abb. 2/2 : Listenausdruck, Programm DOSIS

3. Strahlenschutzüberwachung

3.1 Arbeitsplatzüberwachung

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

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

In Tabelle 3/1 sind einige im Zusammenhang mit der Arbeitsplatzüberwachung interessante Zahlen zusammengefaßt und den entsprechenden Daten des Vorjahres gegenübergestellt. Nicht aus dieser Tabelle ersichtlich ist der erhebliche Arbeitsaufwand für Direktmessungen (ca. 64 200 Direktmessungen wurden protokolliert). Trotz der Bemühungen, wo immer möglich Direktmessungen der Oberflächenkontamination durchzuführen, hat die Anzahl der Wischtests um 11 % zugenommen. Die Anzahl der Luftstaubmessungen wuchs um 12 %. Der Vergleich mit dem Vorjahr ergibt leicht steigende Tendenz für Sachkontaminationen (+ 5 %) sowie für Kontaminationen der Raumluft (+ 13 %), während die Summe von "Raumkontaminationen (einschließlich Gegenstände)" und "Fußbodenkontaminationen (ausschließlich)" praktisch konstant geblieben ist. Erfreulich ist ein Rückgang der registrierten Personenkontaminationen um 16 % gegenüber dem Vorjahr. Da entsprechend dem Betriebsgeschehen erhebliche Schwankungen von Jahr zu Jahr zu erwarten sind, sollten aber die gegenüber dem Vorjahr festgestellten Änderungen nicht überbewertet werden.

Jahr		1974	1975
Wischtests	insgesamt	440 200	486 700
	>2 x Nulleffekt	83 500	75 200
Luftstaubmessungen		19 000	21 268
Kontaminationen	Personen	424	356
	Räume (einschließl. Gegenstände)	310	421
	Fußboden (ausschließlich)	1 142	977
	Sachen	2 426	2 541
	Raumluft	1 371	1 546

Tab. 3/1 Übersicht über die Ergebnisse der Arbeitsplatzüberwachung

In den Tabellen 3/2 und 3/3 werden Angaben aus Tabelle 3/1 nach Strahlenart und Arbeitsplatz sowie nach dem Anlaß der Probenahme aufgegliedert. Erkennbar ist ein Anwachsen des Prozentsatzes der gemischten ($\alpha+\beta$)-Kontaminationen, während jener der reinen α -Kontaminationen rückläufig ist.

Nach wie vor liegt der Schwerpunkt der Arbeitsplatzüberwachung in den Dekontaminationsbetrieben. Eine der Hauptaufgaben stellte die Überwachung des Betriebs- und Einsatzpersonals

			1974	1975
			Prozentualer Anteil	
Wischtests	> 2 x Nulleffekt		19	15
	auf Anforderung		43	40
	Routine		57	60
Raum (einschl. Gegenstände)		α β $\alpha+\beta$	10 27 63	1 24 75
Kontaminationen	Fußboden (ausschließlich)	α	7	6
		β	37	40
		$\alpha+\beta$	56	54
Sachen	α	15	9	
	β	59	56	
	$\alpha+\beta$	26	35	
Raumluf	α	11	9	
	β	26	18	
	$\alpha+\beta$	63	73	
Personen		α β $\alpha+\beta$	12 78 10	2 88 10

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

Institut/Abteilung			ADB	FR 2	RBT/HZ	IHCh	IRCh	Inst.
Kontaminationen	Raum (einschl. Gegenstände)	α	0	40	0	20	40	0
		β	81	8	0	3	6	2
		$\alpha+\beta$	94	2	0	1	3	0
	Fußboden (ausschließlich)	α	11	5	2	49	31	2
		β	20	10	21	5	24	20
		$\alpha+\beta$	88	0	7	3	1	1
	Sachen	α	1	7	3	28	55	6
		β	8	26	40	4	4	18
		$\alpha+\beta$	47	2	40	7	3	1

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

dar. Die Werte der Tagesdosimetrie (TIK) wurden in Listen zusammengefaßt, in welchen Wochen dosis und laufende 13 Wochen-Dosis der einzelnen überwachten Person festgehalten wurde. Die aufsummierten Wochendosen einer Arbeitsgruppe wurde außerdem graphisch aufgetragen (siehe Abb. 3/1a-h), um Tendenzen und störfallbedingte hohe Dosen erkennen zu können. Diese Unterlagen wurden wöchentlich den Betriebs- und Gruppenleitern zur Verfügung gestellt und gegebenenfalls diskutiert. So konnten diese Werte unmittelbar Einfluß auf die Einsatzplanung nehmen.

Auffallend sind die hohen Wochendosen für das Betriebspersonal der "Deko flüssig" und des Deko-Trupps in der 17. bis 20. Woche (siehe Abb. 3/1b und d) und das Personal des Lagers in der 31. Woche (siehe Abb. 3/1e). Diese Dosen wurden durch Zwischenfälle verursacht. Andere Spitzenwerte können Betriebs- und Reparaturarbeiten zugeordnet werden. Durch eine Analyse der Betriebs- und Strahlenschutzzeichnungen wurden die Arbeiten ermittelt, die die meiste Personendosis verursachten. Durch eine Verbesserung der Arbeitsabläufe und der Arbeitsplanung wird hier eine Senkung der Personendosis angestrebt. Bei dem Fremdfirmenpersonal (siehe Abb. 3/1f-h) kann ab Mitte des Jahres 1975 eine erhebliche Abnahme der Gruppen-Wochendosis beobachtet werden, was durch eine intensive Strahlenschutzüberwachung und verbesserte Arbeitsplanung erreicht wurde.

Neben dieser kurzfristigen Einsatzplanung werden durch eine statistische Auswertung der Jahresdosen Vergleichswerte zu früheren Jahren geschaffen, die eine Beurteilung der augenblicklichen Situation erlauben (s. Tab. 3/4). Für diesen Vergleich ist es notwendig, schon während des laufenden Jahres Aussagen über die erwartete Jahresenddosis machen zu können. Unter der Voraussetzung eines stetigen Dosisanstieges werden aus Abb. 3/2 für die einzelnen Gruppen Jahresendwerte extrapoliert und mit den Vorjahreswerten verglichen. An diesem Vergleich können sich langfristige Einsatzplanungen orientieren.

In Tabelle 3/4 wurden die Gruppendosen der Jahre 1973, 1974 und 1975 für die Film- und TIK - Dosimetrie aufgenommen und die errechneten mittleren Jahresdosen für die Einzelperson angegeben. Die aufgeführten Verhältniszahlen der Film- und TIK-Dosimetrie geben einen Hinweis auf den Anteil harter β -Strahlung in dem jeweiligen Arbeitsbereich. Während der Filmwert ausschließlich die γ -Ganzkörperdosis angibt, wird mit der Taschenionisationskammer zusätzlich ein Teil der harten β -Strahlung erfaßt. Für das Personal des Lagers und der "Deko flüssig" ermittelt sich der Film/TIK-Wert zu 0,82, da der Anteil der γ -Strahlung wegen der Abschirmungen überwiegt. Für das Personal der "Oberflächendekontamination" und der Veraschungsanlage ergibt sich durch den unmittelbaren Kontakt mit offenen radioaktiven Stoffen während der Arbeit ein größerer Anteil an β -Strahlung und damit ein Film/TIK-Wert von 0,75. Der Wechsel der Arbeitsplätze des Deko-Trupps bedingt unterschiedliche Verhältniszahlen für die Jahre 1974 und 1975.

Der Vergleich der mittleren Einzeldosen in Tabelle 3/4 zeigt für die Jahre 1973 bis 1974 eine Verringerung der Personenbelastung um den Faktor 2-3. Diese günstige Entwicklung konnte durch Personalaufstockung erreicht werden. 1975 wurde der Vorjahreswert bei den Betriebsgruppen im wesentlichen wieder erreicht, nur bei der "Deko flüssig" ist ein leichter Anstieg der Jahresdosis zu verzeichnen, der durch verstärkte Reparatur- und Sanierungsarbeiten im Jahre 1975 zu erklären ist.

Durch die intensive Personenüberwachung und enge Zusammenarbeit zwischen der ADB-Betriebsleitung und ASS/Ü kam es im Jahre 1975 zu keiner Überschreitung der 13 Wochen-Dosis. Durch die Auswertung der Meßergebnisse der Personendosimetrie wurden Unterlagen erarbeitet, die jederzeit eine Beurteilung der Personendosisbelastung in den ADB-Betriebsanlagen erlauben und somit als Grundlage für eine Einsatzplanung Verwendung finden können.

Gruppe	Jahr	Anzahl der Überwacht. Personen	Gruppendosis in mrem		mittl. Einzeldosis in mrem		Film / TIK
			Film	TIK	Film	TIK	
Deko flüssig	1973	18	82 690	-	4 594	-	-
	1974	34	59 223	72 010	1 742	2 118	0,82
	1975	30	65 570	82 210	2 186	2 740	0,80
Oberflächen-Deko	1973	14	62 825	-	4 488	-	-
	1974	18	28 780	-	1 599	-	-
	1975	19	26 410	36 840	1 390	1 939	0,72
Deko-Trupp	1973	14	53 447	-	3 818	-	-
	1974	16	20 130	30 565	1 258	1 910	0,66
	1975	16	20 050	24 645	1 253	1 540	0,81
Lager	1973	11	54 375	-	4 943	-	-
	1974	12	22 785	-	1 899	-	-
	1975	12	23 220	28 360	1 935	2 363	0,82
Veraschungsanlage	1973	14	29 390	-	2 099	-	-
	1974	11	16 335	21 895	1 485	1 991	0,75
	1975	13	18 710	24 810	1 439	1 908	0,75
Betrieb Gesamt	1973	71	282 727	-	-	-	-
	1974	91	147 253	-	-	-	-
	1975	90	153 960	196 865	1 711	2 187	-
KAH - Reparatur	1973	-	11 000	-	-	-	-
	1974	38	69 000	90 000	1 816	2 368	0,77
	1975	38	78 995	98 515	2 079	2 593	0,80
KAH - Sanierung	1973	-	-	-	-	-	-
	1974	-	Arbeitsaufnahme erst 1975		-	-	-
	1975	46	55 553	78 280	1 208	1 702	0,71
Weitere Fremdfirmen	1973	-	69 756	-	-	-	-
	1974	-	87 290	107 390	-	-	0,81
	1975	54	85 980	75 208*	1 592	-	-
Fremdfirmen gesamt	1973	-	80 756	-	-	-	-
	1974	-	156 290	197 390	-	-	-
	1975	138	220 528	252 003	1 598	-	-
Betrieb + Fremd-firmen gesamt	1973	-	363 483	-	-	-	-
	1974	-	303 543	-	-	-	-
	1975	228	374 488	448 868	-	-	-

*Der Wert der TIK-Überwachung bezieht sich nur auf 41 Personen

Tab. 3/4 Gruppendosen (Filmdosimeter- und Taschenionisationskammer- ('TIK')-Werte für die Jahre 1973 bis 1975 sowie mittlere Dosis der Mitarbeiter der betrachteten Gruppe ('Einzeldosis'). -: Werte nicht ermittelt

Wöchendosis für das Jahr 1975

ermittelt mit Taschenionisationskammern für die einzelnen Betriebs- und Fremdfirmengruppen der Dekontaminationsbetriebe (ADB).

D (mrem)

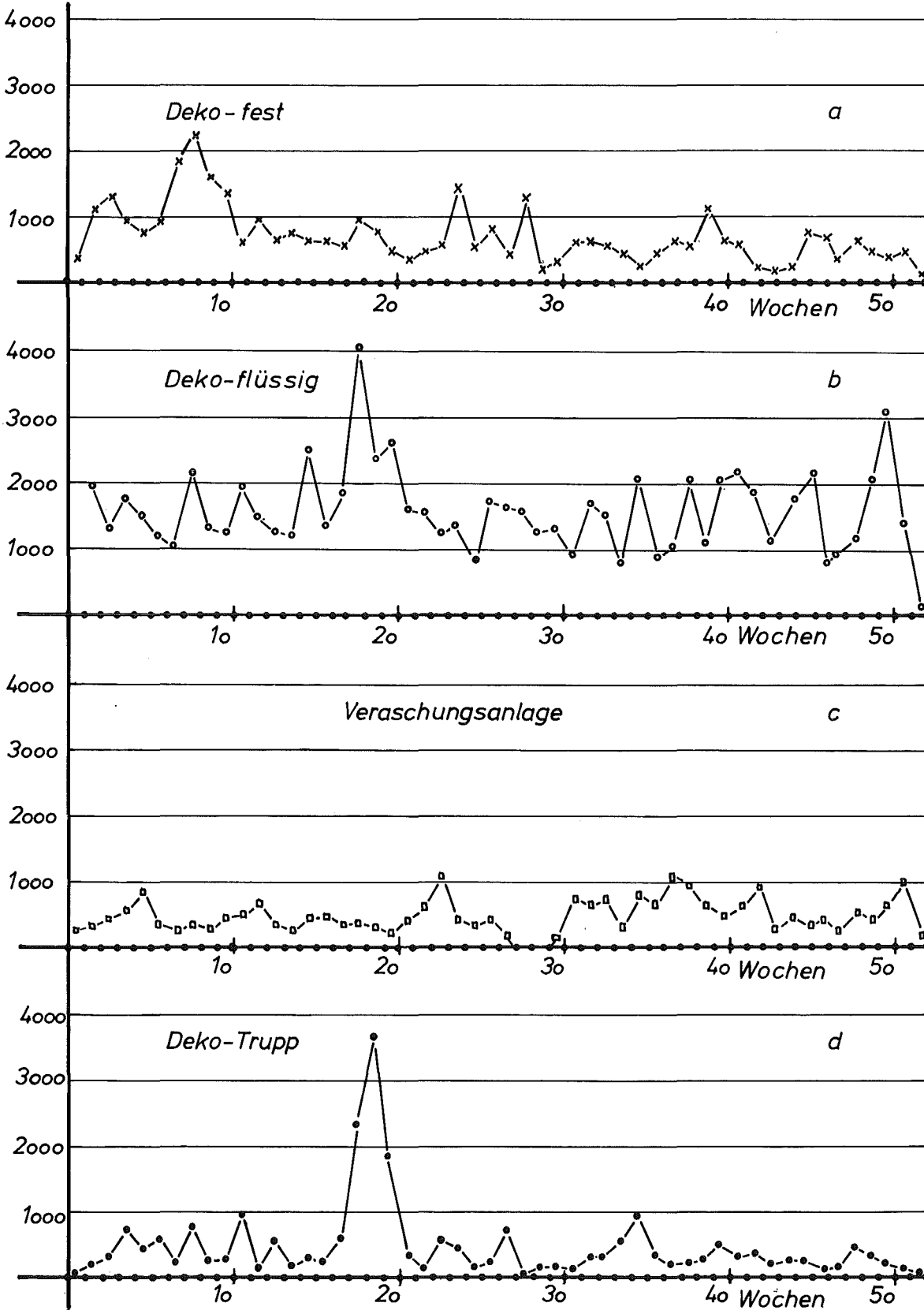


Abb. 3/1 a-d

Wochendosis für das Jahr 1975

ermittelt mit Taschenionisationskammern für die einzelnen Betriebs- und Fremdfirmengruppen der Dekontaminationsbetriebe (ADB)

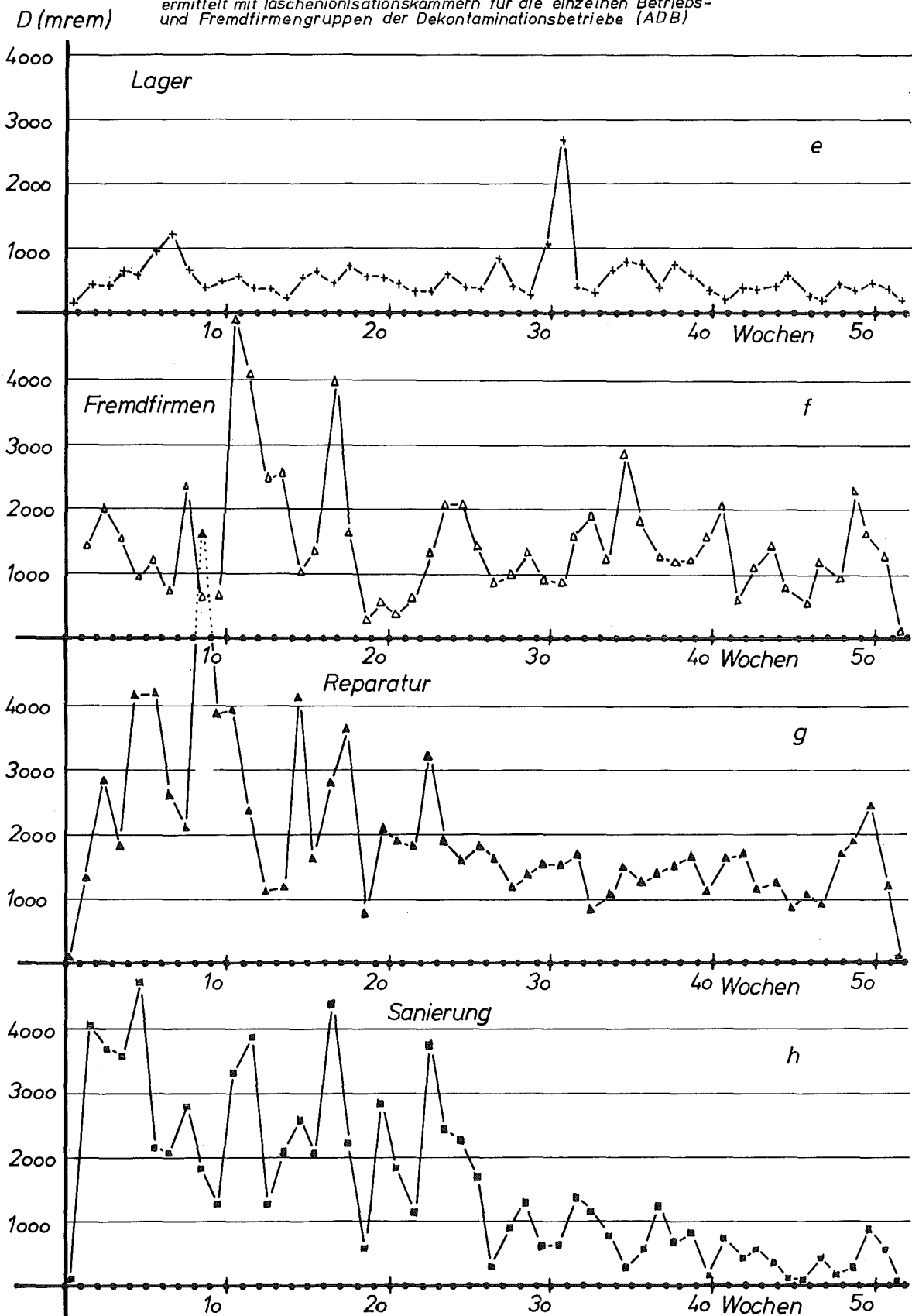
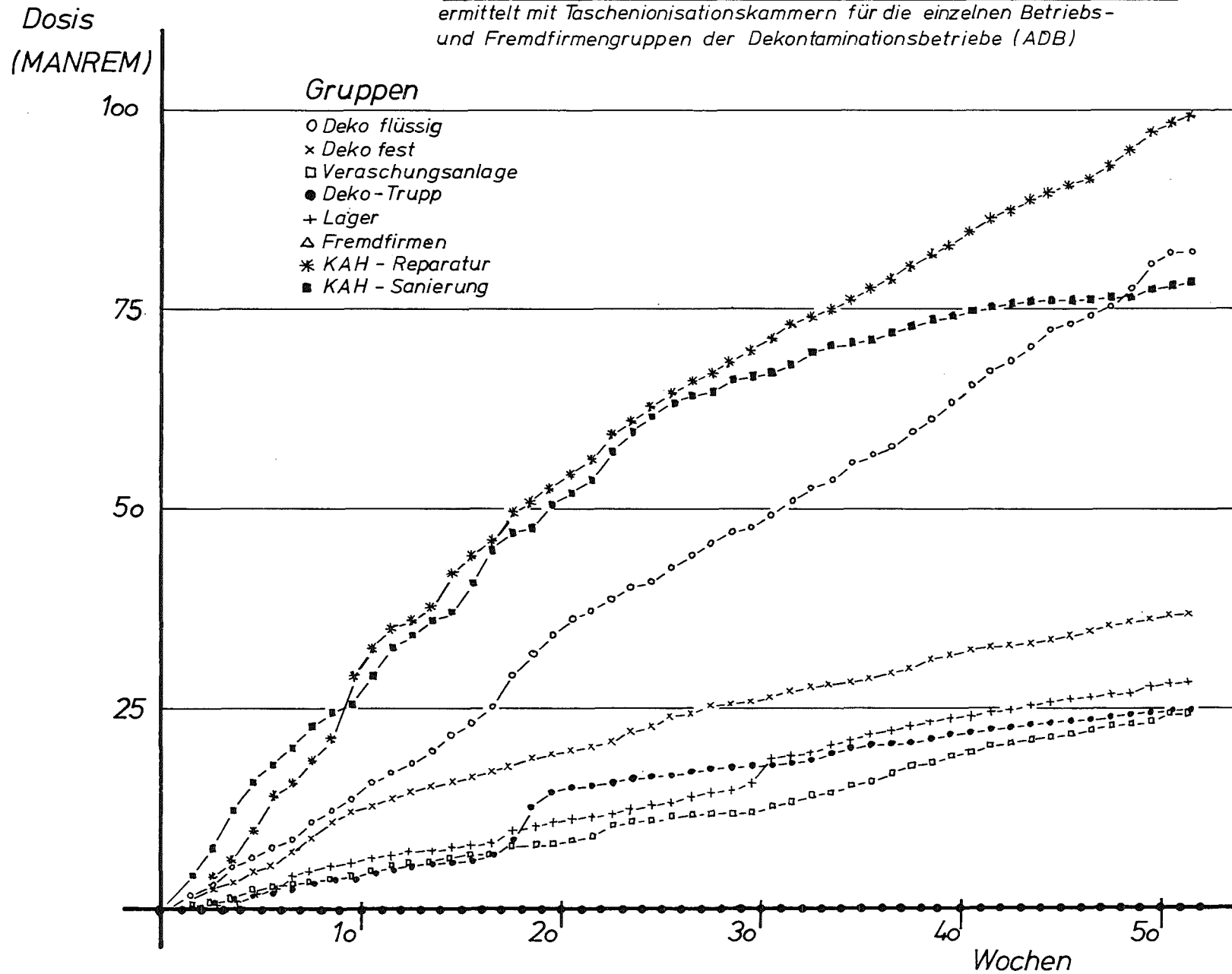


Abb. 3 / 1 e - h

Abb.3/2: Aufsummierte Wochendosis (MANREM) für das Jahr 1975
 ermittelt mit Taschenionisationskammern für die einzelnen Betriebs-
 und Fremdfirmengruppen der Dekontaminationsbetriebe (ADB)



1975 wurden im Strahlenschutzmeßlabor der Arbeitsplatzüberwachung 312 Proben qualitativ γ -spektroskopisch untersucht. Dabei handelte es sich um 136 Luftstaubfilter, 29 Wischttests, 128 Kohlefilter und 19 kontaminierte bzw. aktivierte Gegenstände. Der Zuwachs an Proben ist im wesentlichen auf die Intensivierung der Abluftüberwachung auf Radiojod im Berichtsjahr zurückzuführen. Die Herkunft der Proben ist aus Tabelle 3/5 zu entnehmen. Eine Übersicht über die identifizierten Radionuklide wird in Tabelle 3/6 gegeben. Die beiden häufigsten Nuklidpaare bzw. Nuklide waren ^{137}Cs - $^{137\text{m}}\text{Ba}$ und ^{134}Cs .

Zusätzlich wurde an 128 Aktivkohlefiltern eine quantitative γ -Spektroskopie zur Abluft- bzw. Raumluft-Überwachung durchgeführt.

Institut/Abteilung	ADB	FR 2	IHCh	IRCh	RBT/HZ	Inst. II	Inst. I	Sonst.
Zahl der Proben	149	77	36	21	13	10	3	3

Tab. 3/5 Herkunft der qualitativ γ -spektroskopierten Proben

Nuklid	Zahl der Fälle	Nuklid	Zahl der Fälle
^{137}Cs - $^{137\text{m}}\text{Ba}$	118	^{59}Fe	3
^{134}Cs	85	$^{110\text{m}}\text{Ag}$	3
^{131}J	80	^{197}Hg	3
^{106}Ru - ^{106}Rh	68	^{226}Ra +Folgeprodukte	2
^{125}Sb - $^{125\text{m}}\text{Te}$	53	Th-Folgeprodukte	2
^{82}Br	40	^{24}Na	1
^{133}J	40	^{41}Ar	1
^{203}Hg	40	^{54}Mn	1
^{144}Ce - ^{144}Pr	38	^{58}Co	1
^{60}Co	24	^{103}Ru - $^{103\text{m}}\text{Rh}$	1
^{51}Cr	9	^{113}Sn - $^{113\text{m}}\text{In}$	1
^{75}Se	8	^{127}Sb	1
^{95}Zr - ^{95}Nb	8	^{133}Xe	1
^{65}Zn	7	^{135}Xe	1
^{76}As	5	^{139}Ba	1
^{220}Rn -Folgeprodukte	5	^{141}Ce	1
nat. Uran	5	^{155}Eu	1
^{124}Sb	4	^{181}Hf	1
^{152}Eu	4	^{222}Rn -Folgeprodukte	1

Tab. 3/6 γ -spektroskopisch im Strahlenschutzmeßlabor identifizierte Radionuklide

Einer α -spektroskopischen Untersuchung wurden im Jahre 1975 31 Proben unterzogen. Es handelte sich dabei um 24 Luftstaubfilter und 7 Wischttests. Die Herkunft der Proben wird in Tabelle 3/7 angegeben. Die dabei identifizierten Radionuklide sind in Tabelle 3/8 zusammengestellt. Die beiden häufigsten dabei identifizierten Nuklide waren ^{241}Am und ^{239}Pu .

Institut/Abteilung	ADB	FR 2	RBT/HZ	IHCh	IRCh
Zahl der Proben	21	4	3	2	1

Tab. 3/7 Herkunft der α -spektroskopierten Proben

Nuklid	^{241}Am	^{239}Pu	^{252}Cf % ^{242}Cm	^{210}Po	^{244}Cm	^{220}Rn - Folgepr.	^{237}Np	^{238}Pu
Zahl der Fälle	23	18	13	6	6	3	1	1

Tab. 3/8 α -spektroskopisch im Strahlenschutzmeßlabor identifizierte Radionuklide

Die Änderungen der Nuklidhäufigkeiten auf den spektroskopierten Proben ist nicht ausschließlich auf Änderungen der Betriebsverhältnisse zurückzuführen, sondern zum Teil auch auf eine andere Auswahl der spektroskopierten Proben. So wurden früher alle Luftfilter spektroskopiert, auf denen erhöhte Aktivität festgestellt wurde. Heute ist dies nur noch bei den Filtern der Abluftüberwachung und solchen Filtern der Fall, die der Raumlufthüberwachung normalerweise nichtkontaminierter Räume dienen. Die Raumlufthfilter aus chronisch kontaminierten Räumen dagegen werden nur noch stichprobenweise spektroskopiert, um Informationen über etwaige Änderungen in der dort auftretenden Nuklidzusammensetzung zu gewinnen. Die Intensivierung der Abluftüberwachung auf Radiojod führte zu einem Anwachsen der Fälle, in denen auf spektroskopierten Proben ^{131}J festgestellt wurde, da diese Überwachung γ -spektroskopisch erfolgt.

1975 wurden 22 700 Messungen an Raum- und Abluftfiltern sowie an 50 Kohlefiltern auf α - β -Pseudokoinzidenzanlagen durchgeführt. Dabei wurde auf 2 650 Filtern eine α -Aktivität von mehr als 0,1 nCi und auf 2 841 Filtern eine β -Aktivität von mehr als 0,5 nCi festgestellt. Außerdem wurden 1975 im Strahlenschutzmeßlabor 850 Filter von Personen-Luftstaubsammlern ausgemessen. Die β -Aktivität wird in einer α - β -Pseudokoinzidenzanlage gemessen, die α -Aktivitätsmessung mit einer Szintillationsmeßanlage. Wegen des kleinen Luftdurchsatzes erfordert vor allem die α -Aktivitätsbestimmung einen erhöhten Arbeitsaufwand. Auf 88 Personen-Luftstaubsammlern wurde eine α -Aktivität von mehr als 0,3 pCi und auf 12 Filtern eine β -Aktivität von mehr als 50 pCi gefunden.

Zur weiteren Verbesserung der Abluftüberwachung wurden vier neue Jodsammler zur Abluftüberwachung eingesetzt und für drei Abluftsysteme Luftprobenahmesonden zur isokinetischen Probenahme entworfen.

Die Überwachung des inaktiven Mülls in Mülltonnen und sonstigen Behältnissen wurde fortgesetzt. In 7 Fällen (1974: 9 Fälle) wurden radioaktive Stoffe gefunden und sichergestellt. Während 1974 noch in zwei Fällen der gesellschaftseigene Müllwagen entleert werden mußte, weil leicht radioaktive Gegenstände hineingelangt waren, ereignete sich 1975 kein Vorfall dieser Art. Sowohl die Überwachung des Inaktivmülls als auch die administrativen Vorschriften zur Handhabung des Mülls haben sich also bewährt.

3.2 Dichtigkeitsprüfungen

H. Fessler, H. Junker

Die nach der 1. SSV0 vorgeschriebenen Dichtigkeitsprüfungen an umschlossenen radioaktiven Stoffen werden für alle im KFZK vorhandenen Quellen aufgrund einer Ermächtigung der Aufsichtsbehörden von unabhängigen Sachverständigen für Dichtigkeitsprüfungen in Eigenüberwachung durchgeführt (Wiederholungsprüfungen im Sinne des § 44, 1. SSV0). Im Jahre 1975 wurden 258 Dichtigkeitsprüfungen durchgeführt. Undichte Quellen wurden nicht festgestellt. Weitere Aufgaben sind Herstellerprüfungen an im Kernforschungszentrum produzierten Quellen. Hierbei wurden 4 Dichtigkeitsprüfungen durchgeführt.

3.3 Überwachung der Ableitungen

3.3.1 Abluftüberwachung

L.A. König, J. Amann

Die Ableitung radioaktiver Stoffe aus dem Kernforschungszentrum Karlsruhe in die Atmosphäre wird gemäß Grundsätzen, die mit den Aufsichtsbehörden vereinbart sind, in einem für ein Jahr gültigen "Abluftplan" vorgeplant. Dieser Abluftplan enthält für die einzelnen Emittenten des Kernforschungszentrums die höchstzulässigen Jahres-, Monats- und Tageswerte, aufgeschlüsselt nach Radionukliden bzw. Radionuklidgruppen. Im allgemeinen war für das Jahr 1975 die pro Monat zulässige Ableitung auf 1/10 des Jahreswertes und die tägliche Ableitung auf 1/10 des Monatswertes begrenzt. Bei sehr geringen Emissionen, die neben den Hauptemissionen nicht ins Gewicht fallen bzw. nicht nachweisbar sind, wurde von dieser Abstufung abgewichen. Ab 1976 werden an Stelle der Tageswerte Wochenwerte vorgeschrieben.

Die Ableitungen werden für die von der Gesellschaft für Kernforschung betriebenen Anlagen teils von den Mitarbeitern der Abteilung Strahlenschutz und Sicherheit/Überwachung, teils in Zusammenarbeit mit den überwachten Institutionen ermittelt. Die Meßwerte aus den Anlagen des Kernforschungszentrums, die nicht von der Gesellschaft für Kernforschung betrieben werden, werden von den zuständigen Betriebsgesellschaften festgestellt.

Tab. 3/9 enthält die dem Abluftplan 1975 erstmalig zugrundeliegende Definition der Nuklidgruppen. Gegenüber dem Abluftplan 1974 sind die Jod-Isotope 129 und 131 aus der früheren Nuklidgruppe B herausgenommen. Dies war notwendig geworden, nachdem mit Wirkung vom 1.1.1975 die auf Kernkraftwerke anzuwendenden Grenzwerte von

30 mrem/a für die Ganzkörperdosis durch radioaktive Abluft und
90 mrem/a für die Schilddrüse von Kleinkindern durch Radiojod
über den Belastungspfad Weide-Kuh-Milch

jeweils auf den ungünstigsten Ort zu beziehen sind, unabhängig davon, ob an diesem Ort die Möglichkeit des ständigen Aufenthalts von Menschen bzw. des Betriebes von Weidewirtschaft gegeben ist.

Tab. 3/10 gibt eine Übersicht über die im Jahr 1975 von den einzelnen Anlagen des Kernforschungszentrums Karlsruhe abgeleitete Aktivität. In diesem Zusammenhang wurden nur Anlagen und Radionuklide aufgenommen, bei denen mindestens im Jahr 1 % des nach dem Abluftplan zulässigen Monatswertes überschritten wurde. Überschreitungen zulässiger Werte sind durch Einrahmen der Zahlenwerte kenntlichgemacht. Zum Vergleich werden die Vorjahreswerte wiederholt. Wie in den vorausgegangenen Jahren stellen die ⁴¹Ar-Ableitungen des FR 2 die vorherrschenden Ableitungen dar, zumal die WAK nicht voll in Betrieb war. Die Abweichungen der übrigen Ableitungen aus dem Kernforschungszentrum gegenüber den Vorjahreswerten fallen im Vergleich mit den FR 2-Ableitungen nicht ins Gewicht.

In Tab. 3/11 sind die insgesamt aus dem Kernforschungszentrum Karlsruhe abgeleiteten Aktivitäten zusammengestellt. Da z.T. die Standorte der einzelnen Emittenten weit auseinanderliegen, dürfen diese Daten für den Nahbereich nicht als Emissionsdaten verwendet werden.

Gruppe	Nuklide
A	Beliebige Mischung von α -, β - und γ -Strahlern
B	Beliebige Mischung von β - und γ -Strahlern, wenn die α -Strahler sowie radioaktive Jodisotope**, Pu-210, Ac-227, Ra-228, Pu-241, Am-242m und Cf-254 unberücksichtigt bleiben können*.
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.

**J-129 und J-131 müssen gesondert gemeldet und nachgewiesen werden.

Tab. 3/9: Erläuterung der Nuklidgruppen zur Tab. 3/10.

Nuklid	^{41}Ar	^{85}Kr	^3H	^{129}J	^{131}J	^{133}J	^{135}J	A	B	C
Ableitung in Ci	95 730	43 464	1 571	$4,27 \cdot 10^{-2}$	$2,76 \cdot 10^{-3}$	$2,57 \cdot 10^{-3}$	$1,19 \cdot 10^{-2}$	$3,9 \cdot 10^{-3}$	0,43	1 475

Tab. 3/11: Gesamtableitungen aus dem Kernforschungszentrum Karlsruhe in die Atmosphäre im Jahre 1975 (Diese Tabelle darf nicht für eine Dosisberechnung verwendet werden, da darin Emissionen an verschiedenen Emissionsorten aufsummiert bzw. zusammengestellt sind.)

Anlage	FR 2						RBT/IT-PA			MZFR		WAK				ADB (FERAB)			
Nuklid	⁴¹ Ar	³ H	¹³¹ J	¹³³ J	¹³⁵ J	B	³ H	¹³¹ J	C	³ H	C	A	B	¹²⁹ J	⁸⁵ Kr	A	B	³ H	¹³¹ J
nach Abluftplan zuläss. Monatswert	12 000	120	5.10 ⁻³			0,15	0,3	1.10 ⁻⁵	2,4.10 ⁻³	500	300	1.10 ⁻³	0,5	2.10 ⁻²	35 000	1.10 ⁻⁴	5.10 ⁻²	100	1.10 ⁻³
Januar	9 913	11,9	-	-	-	-	-	1,9.10 ⁻⁶	-	57	170	6,5.10 ⁻⁵	3,0.10 ⁻³	1.10 ⁻²	6 305	1,0.10 ⁻⁵	1,1.10 ⁻²	3,02	-
Februar	8 386	34,9	-	-	-	-	-	2,5.10 ⁻⁶	-	43	38	1,2.10 ⁻⁴	2,0.10 ⁻²	6.10 ⁻³	4 159	5,4.10 ⁻⁶	1,6.10 ⁻²	57,4	-
März	7 628	102	-	-	-	-	-	2,8.10 ⁻⁶	-	41	61	1,2.10 ⁻⁴	2,4.10 ⁻³	5.10 ⁻³	3 330	4,6.10 ⁻⁵	3,2.10 ⁻²	207,5	-
April	11 300	16,7	-	-	-	-	-	1,7.10 ⁻⁶	-	44	50	8,7.10 ⁻⁴	3,7.10 ⁻²	8.10 ⁻³	5 906	2,5.10 ⁻⁵	4,3.10 ⁻²	29,3	-
Mai	7 300	28,3	2.10 ⁻⁴	-	-	4.10 ⁻³	-	1,6.10 ⁻⁶	-	53	35	3,7.10 ⁻⁴	6,0.10 ⁻³	6.10 ⁻³	6 130	1,1.10 ⁻⁵	3,2.10 ⁻²	6,7	-
Juni	10 000	11,2	2.10 ⁻⁴	-	-	1.10 ⁻³	-	1,68.10 ⁻⁶	-	33	61	2,2.10 ⁻⁴	2,8.10 ⁻²	7,55.10 ⁻³	4 073	1,1.10 ⁻⁵	5,7.10 ⁻³	11,8	-
Juli	1 500	8,4	-	-	-	-	-	1,64.10 ⁻⁶	-	112,4	33,6	3,6.10 ⁻⁵	1,0.10 ⁻³	3.10 ⁻⁸	-	2,3.10 ⁻⁵	1,4.10 ⁻²	24,7	-
August	5 849	27,4	3.10 ⁻⁴	-	-	1,7.10 ⁻³	-	1,7.10 ⁻⁶	-	120	97	3,7.10 ⁻⁵	7,0.10 ⁻⁴	5.10 ⁻⁹	-	1,2.10 ⁻⁵	2,8.10 ⁻²	17,1	1,09.10 ⁻³
September	9 631	6,9	2.10 ⁻⁴	-	-	3.10 ⁻³	-	1,7.10 ⁻⁶	-	68	34	3,4.10 ⁻⁵	2,6.10 ⁻⁴	1,7.10 ⁻⁶	-	4,7.10 ⁻⁶	1,3.10 ⁻²	0,45	1,96.10 ⁻⁴
Oktober	7 327	12,7	2.10 ⁻⁴	5.10 ⁻⁴	-	2,5.10 ⁻³	0,65	2,5.10 ⁻⁶	-	96	161	1,4.10 ⁻⁵	1,2.10 ⁻⁴	-	-	4,2.10 ⁻⁴	1,5.10 ⁻²	58,3	-
November	7 896	17,5	1,2.10 ⁻⁴	6,7.10 ⁻⁴	9,6.10 ⁻⁴	1,92.10 ⁻³	3,2.10 ⁻²	2,1.10 ⁻⁶	1,4.10 ⁻³	43	200	5,2.10 ⁻⁴	2,2.10 ⁻²	7,35.10 ⁻⁵	7 314	4,9.10 ⁻⁵	2,5.10 ⁻²	45	-
Dezember	9 000	7,3	1,6.10 ⁻⁴	1,4.10 ⁻³	1,1.10 ⁻²	3,51.10 ⁻³	3,2.10 ⁻²	2.10 ⁻⁶	-	55	175	6,4.10 ⁻⁴	4,9.10 ⁻²	3,93.10 ⁻⁵	6 247	1,6.10 ⁻⁴	5,2.10 ⁻³	5,6	-
S u m m e	95 730	285,2	1,38.10 ⁻³	2,57.10 ⁻³	1,19.10 ⁻²	1,76.10 ⁻²	0,71	2,38.10 ⁻⁵	1,4.10 ⁻³	765,4	1 115,6	3,04.10 ⁻³	0,17	4,27.10 ⁻²	43 464	7,8.10 ⁻⁴	0,24	466,9	1,28.10 ⁻³
nach Abluftplan zuläss. Jahreswert	120 000	1 000	5.10 ⁻²			1,5	3	1.10 ⁻⁴	2,4.10 ⁻²	4 000	3 000	1.10 ⁻²	4	4.10 ⁻²	250 000	1.10 ⁻³	0,4	1 000	1.10 ⁻²
Vorjahreswert	102 178	317,2	-	-	-	0,13	-	-	-	1 099,3	948,6	1,5.10 ⁻⁴	1,4.10 ⁻²	-	< 850	2,1.10 ⁻⁴	0,23	179,3	-

Tab.3/10: Ableitung radioaktiver Stoffe im Jahre 1975 aus dem Kernforschungszentrum Karlsruhe in die Atmosphäre (Aktivität in Ci)

Anlage	ADB			Geb. 548		IHCh				IRCh		RBT/Z	INR	LAF II	Zykl.	TU	IEKP
	Geb. 545/555 (Deko-flüssig)			A	B	A	B	C	131 _J	C	131 _J	A	³ H	131 _J	⁴¹ ₁₅ Ar ¹³ N	A	129 _J
nach Abluftplan zuläss. Monatswert	4.10 ⁻⁶	2.10 ⁻³	10	8.10 ⁻⁶	2.10 ⁻³	1.10 ⁻⁴	5.10 ⁻²	100	1.10 ⁻³	5	3.10 ⁻⁵	1.10 ⁻⁴	10	1.10 ⁻⁵	100	4.10 ⁻⁶	6.10 ⁻⁶
Januar	1,3.10 ⁻⁶	2.10 ⁻⁴	8,3	-	3,2.10 ⁻⁶	-	-	-	-	5,3.10 ⁻³	-	-	-	7.10 ⁻⁸	7,4	-	-
Februar	3,7.10 ⁻⁷	7,9.10 ⁻⁵	12,5	-	7,3.10 ⁻⁵	-	-	-	-	3,3.10 ⁻³	-	-	-	5.10 ⁻⁸	33,5	8.10 ⁻⁹	5.10 ⁻⁷
März	9,9.10 ⁻⁷	5,2.10 ⁻⁵	2,9	-	1,9.10 ⁻⁵	-	-	-	-	8,5.10 ⁻⁴	-	-	-	1.10 ⁻⁷	20,6	-	-
April	-	1,5.10 ⁻⁴	2,9	-	6,4.10 ⁻⁷	3,2.10 ⁻⁶	5,1.10 ⁻⁵	17,3	-	1,3.10 ⁻²	-	-	-	5.10 ⁻⁷	18,9	3.10 ⁻⁸	-
Mai	2,8.10 ⁻⁷	2,4.10 ⁻⁵	1,0	-	1,2.10 ⁻⁵	3,2.10 ⁻⁶	2,0.10 ⁻⁶	19	-	2,3.10 ⁻²	5,1.10 ⁻⁵	-	-	4.10 ⁻⁷	13,2	2.10 ⁻⁸	-
Juni	9.10 ⁻⁸	1,1.10 ⁻⁵	2,9	-	1,6.10 ⁻⁵	-	-	-	-	4,9.10 ⁻²	5,1.10 ⁻⁶	-	-	4.10 ⁻⁷	13,2	4.10 ⁻⁸	5.10 ⁻⁷
Juli	9,2.10 ⁻⁷	3,2.10 ⁻⁵	4,1	-	-	-	2,2.10 ⁻⁴	-	5.10 ⁻⁶	0,5	3.10 ⁻⁷	-	3	4.10 ⁻⁷	12,1	3.10 ⁻⁷	-
August	1,8.10 ⁻⁶	4,1.10 ⁻⁵	1,5	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	8.10 ⁻⁷	24,8	1.10 ⁻⁸	-
September	-	1,5.10 ⁻⁵	1,5	1,3.10 ⁻⁶	1,3.10 ⁻⁶	-	-	-	-	5.10 ⁻⁴	-	3,6.10 ⁻⁵	-	1,3.10 ⁻⁶	37,4	7.10 ⁻⁹	-
Oktober	9,2.10 ⁻⁸	1,8.10 ⁻⁵	7,1	-	-	8.10 ⁻⁶	1,3.10 ⁻⁴	27,2	-	4,1.10 ⁻³	-	-	-	5.10 ⁻⁶	50,2	1,6.10 ⁻⁸	5.10 ⁻⁶
November	-	6,7.10 ⁻⁶	1,3	6,5.10 ⁻⁷	8.10 ⁻⁵	-	-	4,2	-	1,4.10 ⁻³	-	-	-	2.10 ⁻⁶	47,7	-	-
Dezember	-	1,2.10 ⁻⁵	7,0	2,5.10 ⁻⁷	1.10 ⁻⁵	-	-	-	-	1,5.10 ⁻²	-	-	-	2.10 ⁻⁶	11,8	-	-
S u m m e	5,84.10 ⁻⁶	6,40.10 ⁻⁴	53	2,20.10 ⁻⁶	2,15.10 ⁻⁴	1,4.10 ⁻⁵	4,0.10 ⁻⁴	67,7	5.10 ⁻⁶	0,61	5,64.10 ⁻⁵	3,6.10 ⁻⁵	3	1,3.10 ⁻⁵	290,8	4,3.10 ⁻⁷	6.10 ⁻⁶
nach Abluftplan zuläss. Jahreswert	3.10 ⁻⁵	1,5.10 ⁻²	50	2,5.10 ⁻⁵	7.10 ⁻³	8.10 ⁻⁴	0,4	800	1.10 ⁻²	30	3.10 ⁻⁴	8.10 ⁻⁴	100	1.10 ⁻⁴	500	3.10 ⁻⁵	6.10 ⁻⁵
Vorjahreswert	4,2.10 ⁻⁶	8,1.10 ⁻⁴	6,5	-	3,5.10 ⁻⁵	-	-	19,8	-	-	-	1,5.10 ⁻⁴	2,5	-	408,3	-	-

Fortsetzung Tab. 3/10:

3.3.2 Abwasserüberwachung

M. Winter, H. Schüler

Am Kernforschungszentrum Karlsruhe fielen 1975 insgesamt $4,2 \cdot 10^5 \text{ m}^3$ Abwasser an. Diese Abwassermenge setzt sich zusammen aus den sogenannten Regenerierabwässern der Reaktoren (FR 2, MZFR, KNK), aus den sogenannten Chemieabwässern der verschiedenen Institute und Reaktoren und der Wiederaufbereitungsanlage und aus den häuslichen Abwässern. Regenerier- und Fäkalabwässer sind als "aktivitätsfrei" anzusehen und werden deshalb der Kläranlage ohne vorangehende Aktivitätskontrollmessung zugeführt. Abb. 3/1 zeigt ein vereinfachtes Flußschema der Abwässer des Kernforschungszentrums.

Die im Kernforschungszentrum anfallenden Chemieabwässer - Sammelbegriff für mehr oder weniger radioaktive Labor- und Prozeßabwässer - lassen sich hinsichtlich ihrer Aktivitätskonzentration in 2 Klassen einteilen: in "schwachaktive" Abwässer mit Konzentrationen bis zu maximal 10^{-1} Ci/m^3 und "mittelaktive" Abwässer mit Konzentrationen bis zu 10^3 Ci/m^3 (sogenannte "hochaktive" Abwässer mit Aktivitätskonzentrationen $> 10^3 \text{ Ci/m}^3$ werden im KFZ Karlsruhe nicht aufgearbeitet). Diese grobe Einteilung der Abwässer nach Konzentrationsbereichen ist zwar willkürlich, doch für die Praxis unentbehrlich. Mittelaktive Abwässer werden aufgrund dieser Einstufung sofort, d.h. ohne vorherige Kontrollmessung, in die Dekontaminationsanlage für flüssige radioaktive Abfälle überführt. Die schwachaktiven oder als schwachaktiv eingeschätzten Chemieabwässer werden zunächst in 40 Abwasserstationen mit insgesamt rund 190 Abwassertanks gesammelt (s. Abb. 3/3). Erst die vom Abwasserlabor der Abteilung Strahlenschutz und Sicherheit durchgeführten Kontrollmessungen entscheiden über die Freigabe dieser Abwässer im Sinne der 1. Strahlenschutzverordnung (SSVO) in Verbindung mit der geltenden wasserrechtlichen Genehmigung. "Unfreie" Abwässer werden mit abgeschirmten Tankfahrzeugen zu den Verdampfern der Dekontaminationsanlage gebracht. "Freie" Abwässer und die "freien" Destillate dieser Anlage sowie alle Regenerierabwässer gelangen

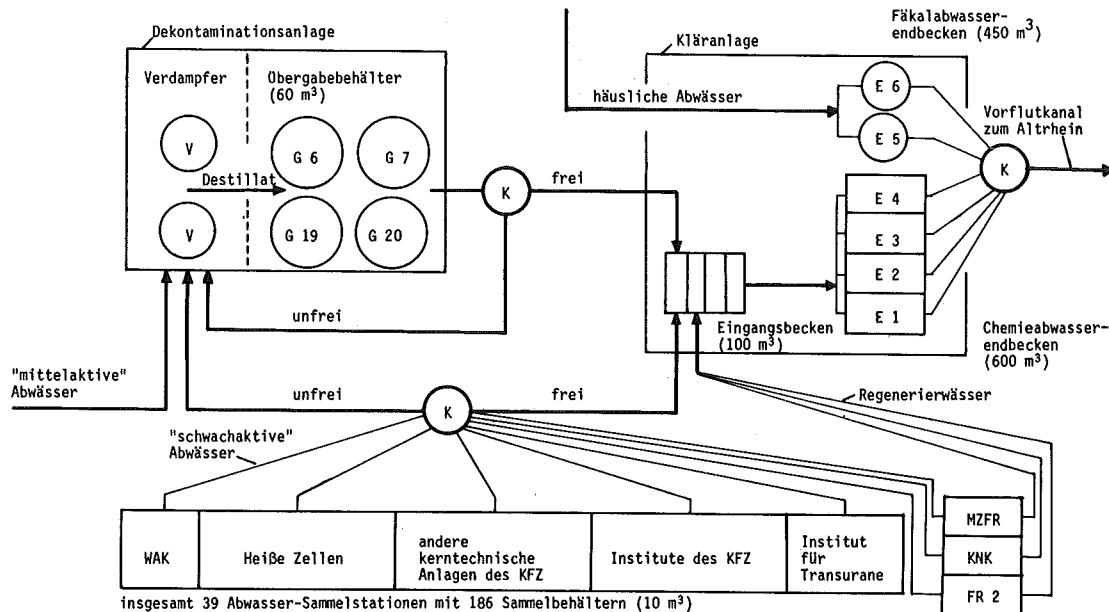


Abb. 3/3 Vereinfachtes Flußschema der Abwässer des Kernforschungszentrums Karlsruhe
 (K) Kontrollmessung der Radioaktivitätskonzentration durch das Abwasserlabor

über das Kanalisationsnetz von den Abwassersammelstationen direkt in die Eingangsbecken (s. Abb. 3/3) der Kläranlage und schließlich in die 4 Endpufferbecken für Chemieabwässer mit je 600 m³ Fassungsvermögen. Die häuslichen Abwässer werden in die 2 sogenannten Endpufferbecken für Fäkalabwässer mit je 450 m³ Inhalt eingeleitet. Vor der Ableitung aller Abwässer in den Vorfluter erfolgt eine Endkontrollmessung. Die Überwachung der mit dem Abwasser abgeleiteten Radioaktivität wird durch Maßnahmen der Umgebungsüberwachung ergänzt (s. Kap. 3/4, Abb. 3/9).

Zur Überwachung der Chemieabwässer aus den einzelnen Sammelstationen waren 1975 insgesamt 14 308 Proben zu untersuchen, um im Sinne der geltenden wasserrechtlichen Bestimmungen über ihre Freigabe zu entscheiden. Wie im Vorjahr erwiesen sich rund 5 % dieser Proben als "unfrei".

Außerdem waren entsprechend der Zahl der 1975 insgesamt abgeleiteten Endbeckenfüllungen 745 Endkontrollmessungen durchzuführen. Ungeachtet der für das KFZK geltenden speziellen wasserrechtlichen Bestimmungen waren zusätzlich aufgrund einer Auflage des MAGS Baden-Württemberg ab 1. Januar 1975 die vom Länderausschuß für Atomkernenergie am 8.10.1974 verabschiedeten "Regeln für Messung und Kontrolle von Ableitungen radioaktiver Wässer aus Kernkraftwerken" (s. Bundesgesundheitsblatt 16 (1973), S. 230-232) anzuwenden. Diese Regeln verlangen nuklidspezifische Aktivitätsbestimmungen durch Analyse von Wochen- und Monatsmischproben, die mengenproportional aus Teilmengen der einzelnen abgeleiteten Abwasserchargen herzustellen sind. Eine sehr ähnliche Regelung wurde am KFZK bereits vor Erteilung der Auflage seit 1.1.1974 praktiziert.

Die Endbecken-Einzelproben und die 65 Wochen- und Monatsmischproben erhöhen die Gesamtzahl der ausgemessenen Abwasserproben auf 15 118. Diese Zahl liegt um 3,4 % über der Probenzahl für 1974 und ist zugleich die höchste Zahl der bisher jährlich angefallenen Abwasserproben. Abb. 3/4 zeigt die Entwicklung der jährlich untersuchten Abwasserprobenzahl seit 1964.

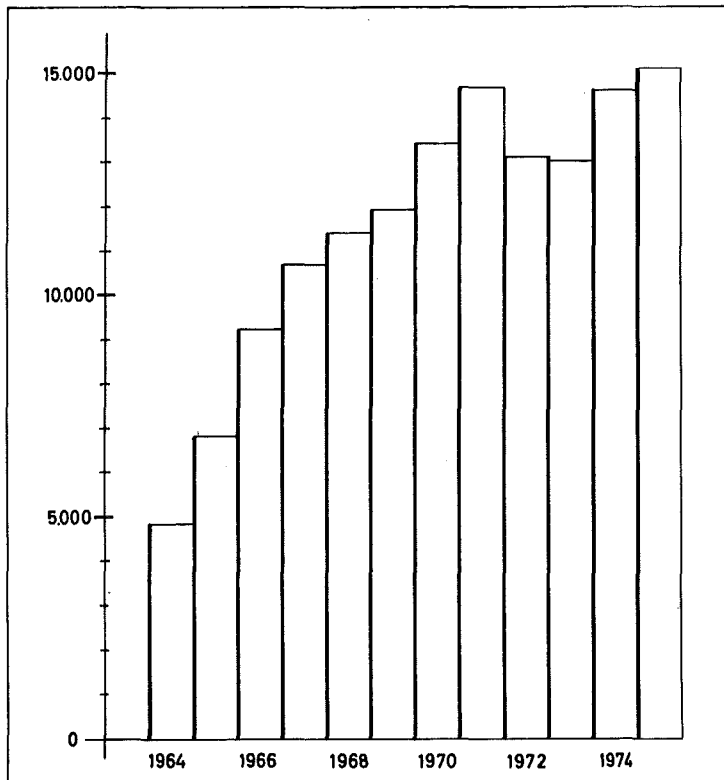


Abb. 3/4 Jährliche Anzahl der Abwasserproben

Wegen der hohen Betriebskosten zur Dekontamination unfreier Abwässer (1975: 300 DM/m³) besteht die Aufgabe der Abwasserüberwachung nicht nur darin, die Einhaltung zulässiger Konzentrationen zu kontrollieren, sondern auch in dem Bemühen, die Freigabemöglichkeiten der geltenden wasserrechtlichen Genehmigung durch Nuklididentifizierungen immer besser auszuschöpfen. Dabei geht es um jene Proben aus den innerbetrieblichen Sammelstationen, die nicht bereits aufgrund einer einfachen α - und β -Bruttoaktivitätsmessung als unanalysierte Gemische freigegeben werden können bzw. nicht bereits aufgrund dieser einfachen Messung als unfrei bezeichnet werden müssen. Das betrifft im wesentlichen Abwässer im Konzentrationsbereich zwischen $1 \cdot 10^{-6}$ Ci/m³ und $3 \cdot 10^{-5}$ Ci/m³. Der Umfang der Anwendung von Methoden zur Nuklididentifizierung wird allein durch den Zeitdruck begrenzt, unter dem die Messungen im Abwasserlabor ausgeführt werden müssen, da nur Abwasserproben von bereits vollen Sammelbehältern eingeliefert werden. Die Entscheidung über die Freigabe einer Abwassercharge muß binnen 1 bis 2 Stunden nach Einlieferung der Probe erfolgen.

Eine Übersicht über die 1975 im Abwasserlabor durchgeführten Einzelmessungen und über die Herkunft der Proben gibt Tab. 3/12. Der Jahressumme von rund 19 200 Proben stehen rund 46 500 Einzelmessungen gegenüber, die entweder zum Freigabeentscheid oder zum Erhalt der gewünschten Informationen erforderlich waren. Im Mittel waren 1975 im Abwasserlabor arbeits-täglich 77 Proben auszumessen bzw. 186 Einzelmessungen auszuführen.

Art der Proben	Zahl der Proben 1975	Zahl der durchgeführten Messungen						Summe der Einzelmessungen
		α	β	³ H	α -Spektr.	γ -Spektr.	β -Energiebestimmung	
Abwasser	15 118	15 118	15 118	4 636	144	3 011	1 380	39 407
Schlamm aus Zyklator und Abwasserstationen	324	324	324	-	-	-	-	648
Wasserproben FR 2 (Kühlkreislauf und Absetzbecken)	486	486	486	486	-	486	-	1 944
Luftfeuchteproben zur Abluftüberwachung (FR 2, "Deko-flüssig" und FERAB)	2 130	105	105	2 130	-	105	105	2 550
Sonderproben (Auftragsmessungen, Zwischenfälle)	1 113	411	477	329	65	603	-	1 885
Jahressumme	19 171	16 444	16 510	7 581	209	4 205	1 485	46 434

Tab. 3/12 Art und Zahl der Proben und der 1975 durchgeführten Einzelmessungen

21 % aller Proben waren keine Abwasserproben. Auch 1975 machten Institute und Abteilungen des KFZK von der Möglichkeit Gebrauch, Wasser- und Feststoffproben verschiedenster Art und Herkunft im Abwasserlabor untersuchen zu lassen (Auftragsmessungen). Hier sind insbesondere zu nennen die Kontrollmessungen von Wasserproben aus Kühlkreislauf, Absetzbecken und Naßlager des FR 2, die Luftfeuchteproben zur Tritiumüberwachung der Luft in verschiedenen Betriebsräumen des FR 2 und zur Überwachung der Tritiumemissionen mit der Abluft von FR 2

und ADB. Schließlich wurden auch alle Tritiummessungen im Rahmen der Umgebungsüberwachung im Abwasserlabor durchgeführt. Außerdem war 1975 ein erheblicher Teil der in Tab. 3/12 aufgeführten Sonderproben durch besondere Überwachungsmaßnahmen bei Zwischenfällen bedingt (s. Kap. 3/4, Tab. 3/24).

Da die Speicherkapazität der einzelnen Abwassersammelstationen begrenzt ist, werden auch außerhalb der regulären Dienstzeit, insbesondere nachts und an Wochenenden Aktivitätsmessungen zur Entscheidung über die Freigabe von Abwässern erforderlich. Zur Vermeidung von Schichtdienst für das Personal des Abwasserlabors der ASS wurde schon vor Jahren ein sog. "Nachtmeßplatz" bereitgestellt, der die Durchführung einer einfachen Entscheidungsmessung erlaubt. 1975 wurde für diesen Zweck ein neuer Meßplatz in Betrieb genommen (s. Abb. 3/5). Vorzüge des neuen Gerätes sind die digitale Anzeige der Meßrate nach Ablauf der vorgewählten Meßzeit, eine besonders dünne Folie als Abschluß des Zählvolumens und eine sowohl optische als auch akustische Warneinrichtung für Grenzwertüberschreitungen.

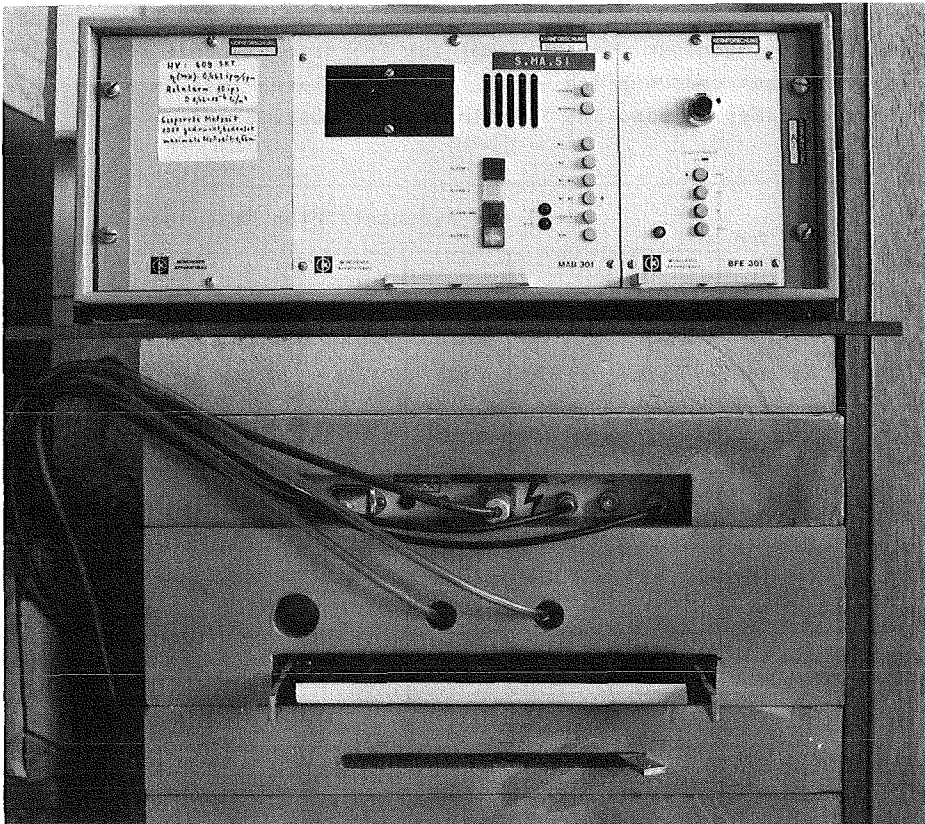


Abb. 3/5 Meßplatz mit einstellbarem Grenzwert zur schnellen Entscheidung über die Freigabe von Abwässern außerhalb der Dienstzeit

Die in den knapp 40 Abwassersammelstationen des KFZK 1975 angefallene Gesamtmenge an sog. Chemieabwasser lag mit rund $143\,300\text{ m}^3$ (s. Tab. 3/14) nur um 3 % über dem Wert für 1974.

Die insgesamt 1975 in den schwachaktiven Chemieabwässern angefallene α -Aktivität hat gegenüber dem Vorjahr nur noch um 14 % abgenommen, die angefallene β -Aktivität ist hingegen um 76 % gestiegen (s. Tab. 3/13). Ursache hierfür ist die volle Betriebsaufnahme der KNK, deren Abwasser- β -Aktivität gegenüber 1974 um den Faktor 4,7 zugenommen hat. Demgegenüber hat die in den schwachaktiven Abwässern der WAK angefallene β -Aktivität um rund 16 % abgenommen, die aller anderen Anlagen des KFZK blieb in der Summe praktisch unverändert.

Die Verteilung der angefallenen Abwasseraktivität auf die verschiedenen Anlagen und Institute des KFZK zeigen die Tabellen 3/14 und 3/15. Während der Hauptbeitrag zur α -Aktivität der schwachaktiven Abwässer mit 88 % nach wie vor von der WAK stammte, hat 1975 zum ersten Mal die KNK mit 60 % dominant zur β -Gesamtaktivität beigetragen. Damit lieferten diese beiden Anlagen 1975 zusammen 89 % der gesamten α -Aktivität und 92 % der gesamten β -Aktivität der sog. schwachaktiven Chemieabwässer des KFZK. Dabei betrug der Volumenanteil ihrer Abwässer nur 4,3 % (s. Tab. 3/14).

Um die Struktur der Herkunft der restlichen Abwasseraktivität nicht durch den beherrschenden Anteil von KNK und WAK zu verdecken, wurden die Aktivitätsanteile aller anderen Anlagen des KFZK, geordnet nach abnehmender β -Aktivität, in Tab. 3/15 getrennt aufgeführt und ihre Summe wieder gleich 100 % gesetzt. Die Summe dieser β -Aktivität lag 1975 bei rund 1,87 Ci, die Summe der α -Aktivität bei 58 mCi. 39 % der β -Aktivität und 76 % der α -Aktivität fielen in nur 8 der 37 Abwassersammelstationen an. Der Mengenanteil der Abwässer von diesen 37 Sammelstationen an der Gesamtmenge schwachaktiven Chemieabwassers beträgt hingegen knapp 89 %.

Abwasser-sammelstationen	f_{α}			f_{β}		
	$\frac{1973}{1972}$	$\frac{1974}{1973}$	$\frac{1975}{1974}$	$\frac{1973}{1972}$	$\frac{1974}{1973}$	$\frac{1975}{1974}$
KFZK insgesamt	1,0	0,15	0,86	1,5	0,06	1,76
KNK	-	-	0,40	-	-	4,67
WAK	1,0	0,13	0,87	1,5	0,04	0,84
alle anderen Anlagen	0,8	0,88	0,84	0,6	1,14	1,08

Tab. 3/13 Steigerungsquoten der im schwachaktiven Chemieabwasser angefallenen Aktivität seit 1972

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

Chemieabwasser und Abwasseraktivität	α -Aktivität		β -Aktivität		Abwassermenge	
	Ci	%	Ci	%	m ³	%
KFZK insgesamt	0,525	100	21,7	100	143 282	100
KNK	< 0,004	0,8	13,4	61,7	880	0,6
WAK	0,463	88,2	6,5	30,0	5 335	3,7
alle anderen Anlagen	0,058	11,0	1,8	8,3	137 067	95,7

Tab. 3/14 1975 im Kernforschungszentrum angefallene Chemieabwassermenge und Abwasseraktivität

Abwassersammelstationen des KFZK außer KNK und WAK	α-Aktivität		β-Aktivität		Abwassermenge	
	mCi	%	mCi	%	m ³	%
MZFR	0,2	0,3	278,7	14,9	1 264	0,9
IHCh	22,0	37,6	164,0	8,8	1 792	1,3
RBT/Heiße Zellen	15,8	27,0	117,5	6,3	1 380	1,0
FERAB	3,1	5,3	95,2	5,1	300	0,2
Wäscherei	3,2	5,5	56,8	3,0	8 440	6,2
FR 2 (3 Stationen)	0,4	0,7	14,5	0,8	2 252	1,6
restliche Abwasserstationen	13,8	23,6	1 140,3	61,1	121 639	88,8
S u m m e	58,5	100	1 867,0	100	137 067	100

Tab. 3/15 Herkunft und Aktivitätsanteil des 1975 im Kernforschungszentrum angefallenen Chemieabwassers, ausgenommen KNK und WAK

Von besonderer Bedeutung ist die Überwachung der Endpufferbecken, weil sie den Endpunkt des Überwachungssystems vor der Ableitung der Abwässer in öffentliche Gewässer markiert. Überwachungsziel ist auch hier, die Einhaltung wasserrechtlicher Bestimmungen und Freigrenzen sicherzustellen und nachzuweisen. Darüberhinaus geht es um die quantitative Erfassung der mit dem Abwasser insgesamt aus dem Kernforschungszentrum abgeleiteten Radioaktivität (s. Tab. 3/16).

Bei der Aktivitätsüberwachung der Abwassermischungen aus den Endpufferbecken werden auch jene Abwässer mit überwacht, die a priori als "frei" anzusehen und deshalb vor ihrer Einleitung in die Kläranlage noch keiner Aktivitätskontrollmessung unterworfen worden sind. Es sind dies die sog. Regenerierabwässer der Reaktoren und die häuslichen Abwässer (siehe Abb. 3/3).

aus dem KFZK abgeleitete Abwassermenge		424 500 m ³		
Anzahl der abgeleiteten Endbeckenfüllungen		745		
	Art der Aktivität	Nachgewiesene Aktivität		
		in mCi	in %	
Aus dem KFZK abgeleitete Abwasseraktivität	durch Integration der Einzelableitungen ermittelte Aktivität	α	0*	-
		β	87,9	100
		³ H	2,8 · 10 ⁶	-
	aus mengenproportionalen monatlichen Mischproben ermittelte nuklidspezifische Aktivität	¹³⁷ Cs	19,7	22,4
		¹³⁴ Cs	2,1	2,4
		⁹⁰ Sr + ⁸⁹ Sr	23,9	27,2
		¹⁰⁶ Ru/Rh	2,1	2,4
	²³⁹ Pu	0,2	-	
	²³⁸ Pu	0,1	-	

*Bei allen 745 Einzelproben lag die spezifische α-Gesamtaktivität unter der Nachweisgrenze von 0,5 · 10⁻⁷ Ci/m³.

Tab. 3/16 1975 aus dem KFZK in den Altrhein bei Leopoldshafen abgeleitete Abwassermenge und Abwasseraktivität

Die Freigabe der geklärten Abwässer des Kernforschungszentrums zur Ableitung aus den Endpufferbecken über den Vorflutkanal in den Altrhein kann erfolgen, wenn ihre Aktivitätskonzentrationen die MZK-Werte der 1. SSV0 im Monatsdurchschnitt nicht überschreiten. Im Tagesdurchschnitt ist eine Überschreitung dieser Werte bis zum 10-fachen Betrag zulässig.

Die gesamte 1975 aus dem KFZK abgeleitete Abwassermenge blieb gegenüber dem Vorjahr praktisch unverändert.

Zur Ermittlung der in Tab. 3/16 angegebenen Beträge der nachgewiesenen Aktivitäten wurden definitionsgemäß nur solche Abwasserchargen zur Integration herangezogen, deren Aktivitätskonzentration oberhalb der jeweiligen Nachweisgrenze lag.

Da die α -Konzentrationswerte aller abgeleiteten Endbeckenfüllungen 1975 wie im Vorjahr unter der Nachweisgrenze lagen, ergab sich für den Betrag der nachgewiesenen jährlichen α -Bruttoaktivität der Wert Null.

Die in den abgeleiteten Abwässern nachgewiesene β -Bruttoaktivität erreichte 1975 mit rund 88 mCi nur noch 37 % des Vorjahreswertes.

Der Betrag der abgeleiteten Tritiumaktivität liegt um den Faktor 3,6 über dem Wert für 1974. Die Ursache für diese hohe Steigerungsquote ist hauptsächlich durch die 10-monatige Betriebspause des Tritium-Hauptemittenten WAK 1974 begründet, die im Vorjahr eine ungewöhnlich niedrige Tritiumableitung bewirkt hatte. Zur Tritiumgesamtabgabe des Jahres 1975 haben die WAK mit 54,7 %, der MZFR mit 31,5 % und der FR 2 mit 13,8 % beigetragen.

Zur Ermittlung der Nuklidzusammensetzung der abgeleiteten Abwässer wurden mengenproportionale Monatsmischproben hergestellt. Die 1975 insgesamt in diesen Monatsmischproben nachgewiesenen nuklidspezifischen Aktivitäten und ihre prozentualen Anteile an der abgeleiteten β -Gesamtaktivität zeigt ebenfalls Tab. 3/16. Den Hauptanteil stellen die Cs- und Sr-Nuklide. Während der prozentuale Anteil von ^{137}Cs von rund 62 % im Vorjahr auf rund 22 % zurückging, stieg der prozentuale Strontiumanteil ($^{90}\text{Sr} + ^{89}\text{Sr}$) von 5 % auf knapp 27 % an.

3.4 Umgebungsüberwachung

M. Winter, W. Tachlinski

3.4.1 Das Überwachungsprogramm

Der Routineteil der Umgebungsüberwachung des Kernforschungszentrums Karlsruhe wurde im wesentlichen auch 1975 nach dem im Februar 1969 vom Ministerium für Arbeit, Gesundheit und Sozialordnung 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 Zählrohr Außenstationen
 - I.2 Zählrohr-Monitor-Anlage zur Überwachung des Betriebsgeländes
 - I.3 Festkörper-Dosimeter
- II. Aktivitätsmessungen
 - II.1 Aerosolgehalt der Luft
 - II.2 Niederschlag
 - II.3 Wasser
 - II.4 Biologisches Material

Eine vollständige und detaillierte Beschreibung des seither unveränderten Überwachungsprogrammes wurde in tabellarischer Form im Jahresbericht 1974 (KFK-Ext. 20/75-1) gegeben. Im folgenden wird deshalb das Überwachungsprogramm nur in groben Zügen skizziert.

Die an den 8 Zählrohrstationen (s. Abb. 3/6) - eine Station im Kernforschungszentrum und 7 Außenstationen in den benachbarten Ortschaften - registrierten Meßwerte des ($\beta+\gamma$)-Strahlungspegels können telefonisch abgefragt werden. Eine Information über den Strahlungspegel in einem Umkreis von 2 bis 8 km stünde damit auch in einer Unfallsituation innerhalb weniger Minuten zur Verfügung.

Auf dem Betriebsgelände des Kernforschungszentrums befinden sich außer den beiden Meßhütten mit Sammeleinrichtungen für Niederschläge und Luftstaub die insgesamt 31 Meßstellen der Zählrohr-Monitor-Anlage (s. Abb. 3/7). 13 dieser Meßstellen gestatten im Hinblick auf Unfallsituationen mit starken Strahlungsfeldern eine Registrierung der γ -Dosisleistung bis zu 10^3 R/h. 14 Meßstellen erfassen den unteren Meßbereich vom Nullpegel bis zu 10 mR/h. Lediglich 4 Detektoren an der Grenze des Betriebsgeländes der WAK sind im Gegensatz zu allen anderen Meßstellen der Zählrohr-Monitor-Anlage nicht mit Energiekompensationsfiltern ausgerüstet, um die β -Empfindlichkeit dieser Zählrohre im Hinblick auf eine Erfassung der ^{85}Kr -Emissionen der WAK zu erhalten.

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

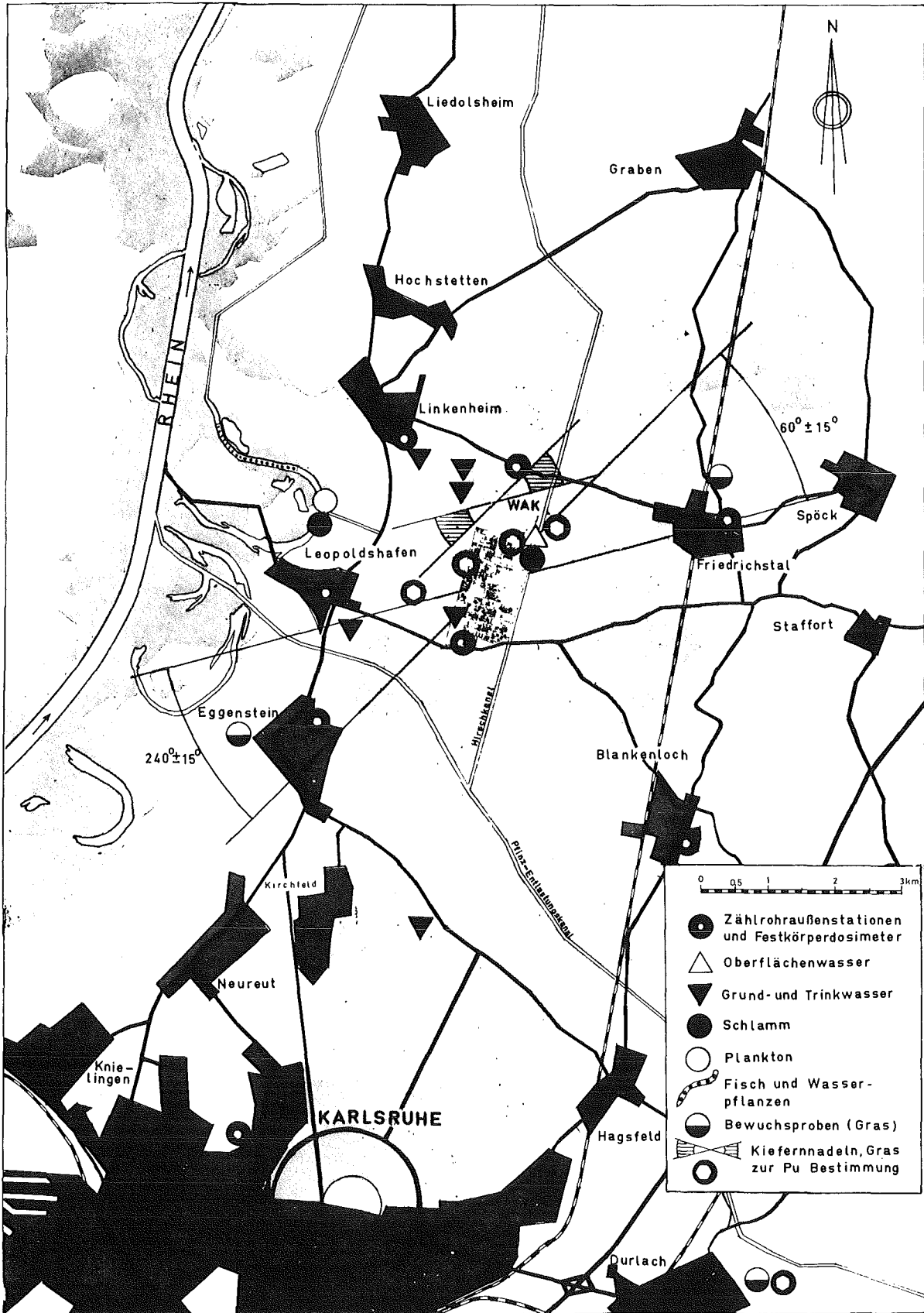


Abb. 3/6 Lageplan der Meß- und Probenahmestellen zur Umgebungsüberwachung

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

Das auch 1975 fortgesetzte Programm zur Erprobung von Festkörper-Dosimetern zur Messung der akkumulierten Strahlungsdosis im Betriebsgelände und in der Umgebung des KFZK geht weit über den Rahmen der behördlichen Auflage hinaus. Einschließlich der 64 von der Aufsichtsbehörde geforderten Meßstellen bestanden 1975 insgesamt 264 Meßstellen mit Festkörper-Dosimetern, davon 46 innerhalb des Betriebsgeländes, 102 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 jeweils im Mai und im November zur Ausmessung eingeholt.

Der zweite Teil des Umgebungsüberwachungsprogramms betrifft die Aktivitätsmessungen. Die Lage der Probenahmestellen des Routineprogramms zeigt Abb. 3/6.

Der Umfang der im Rahmen des Routineprogramms, für besondere Überwachungsmaßnahmen und für das PNS-Programm 4131 erforderlichen Probenahmen und auszuführenden Aktivitätsmessungen hat gegenüber 1974 um 9 % zugenommen. Tab. 3/17 bietet eine Übersicht über Art und Anzahl der 1975 genommenen bzw. ausgemessenen Proben.

Art der Proben	Zahl der Proben 1975
Luftstaub auf feststehenden Einzelfiltern	206
Niederschlag	215
Grund- und Trinkwasser	386
Oberflächenwasser und Schlamm aus dem Hirschkanal sowie Feststoffe aus den 6 Sandfängen der Regen- und Kühlwasserkanalisation des KFZK	385
Biologische Proben aus dem Altrheingebiet unterhalb und oberhalb der Abwasser-einleitung des KFZK (Schlamm, Seston, Fisch und Wasserpflanzen)	37
Bewuchs- und Bodenproben	149
Meßprogramm zur Untersuchung der Tritiumkontamination von Pflanzen	319
Niederschlag, Trink- und Oberflächenwasser im Rahmen des Programms zur Bestimmung der Tritiumkontamination in der Umwelt (PNS 4131)	2 833
Sonstige Proben	25
S u m m e	4 555

Tab. 3/17 Art und Anzahl der Proben zur Bestimmung der Umweltradioaktivität

Darüberhinaus wurden 1975 im Auftrag der Gemeinschaftskernkraftwerk Neckar GmbH. und der Kernkraftwerk Süd GmbH. an insgesamt 119 Proben aus der Umgebung der Standorte Neckarwestheim und Wyhl Aktivitäts-Nullpegelmessungen durchgeführt. Wegen Inbetriebnahme eigener Laboratorien der Kernkraftwerk Philippsburg GmbH. entfielen für 1975 weitere Auftragsmessungen für dieses Kernkraftwerk.

Damit beträgt die Zahl der 1975 im Bereich Umgebungsüberwachung insgesamt bearbeiteten Proben 4 674.

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 1975 insgesamt rund 22 000 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 Mittelwerten oder Angabe von Schwankungsbereichen möglich. Die folgende zusammenfassende Darstellung der Meßergebnisse folgt der Gliederung des Überwachungsprogramms und benutzt dabei die einzelnen Programmpunkte als Zwischenüberschriften.

I. Direktmessung der Strahlung

I.1 Zählrohr Außenstationen (s. Abb. 3/6)

Tab. 3/18 zeigt die Jahresmittelwerte der $(\beta+\gamma)$ -Impulsrate und die Schwankungsbereiche der telefonischen Abfrageergebnisse. Die telefonische Abfrage aller Zählrohr Außenstationen erfolgt arbeitstäglich zweimal.

Meßstellenstandorte	$(\beta+\gamma)$ -Strahlungspegel in Ipm		
	Jahresmittel	min. Abfragewert	max. Abfragewert
KFZK	518	271	1551
Leopoldshafen	462	266	1563
Linkenheim	476	229	1223
Forsthaus, nördl. KFZK	420	272	1585
Friedrichstal	464	301	1591
Blankenloch	445	298	1719
Karlsruhe	403	324	1780
Eggenstein	457	316	1282

Tab. 3/18 Meßergebnisse der Zählrohr Außenstationen 1975

Die Monatsmittelwerte des Jahres 1975 der 7 Außenstationen streuen insgesamt zwischen rund 370 Ipm und 560 Ipm. Die Jahresmittelwerte liegen hingegen sehr viel enger beieinander, so daß es gerechtfertigt erscheint, für diese Stationen einen Gesamtmittelwert für 1975 zu bilden. Er ergibt sich zu 447 Ipm.

Der Jahresmittelwert für die KFZ-Station liegt mit 518 Ipm um rund 16 % höher. Ursache hierfür waren Bestrahlungen von Dosimetern, die mit unterschiedlicher Stärke und Dauer insbesondere während der Monate Januar, März und Juli 1975 in der nur 140 m entfernten Eichhalle durchgeführt wurden.

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

I.2.1 Überwachung der γ -Dosisleistung innerhalb des KFZ (s. Abb. 3/7)

Der Nullpegel der γ -Dosisleistung im KFZ lag wie im Vorjahr an der unteren Meßbereichsgrenze von 10 μ R/h. 11 der insgesamt 25 Meßstellen der Zählrohr-Monitor-Anlage sind Hochdosisleistungs-Meßstellen mit einem Meßbereich von 10 mR/h bis 1000 R/h. Die im Betriebsgelände herrschende γ -Dosisleistung erreichte in keinem Fall - auch nicht kurzzeitig - die untere Meßbereichsgrenze dieser Detektoren.

Von den 14 Niederdosisleistungs-Meßstellen befindet sich eine (Meßstelle Nr. 15) in der Eichhalle der ASS. Die Registrierungen der γ -Dosisleistung dieser Meßstelle entsprechen zeitlich und dem Betrage nach den in der Eichhalle durchgeführten routinemäßigen Bestrahlungen.

Geringfügig über dem Nullpegel liegende Dosisleistungen wurden häufiger an 5 der verbleibenden 13 Niederdosisleistungsmeßstellen beobachtet. Es waren dies die Meßstellen Nr. 16 (Bereich "Heiße Zellen" und "Institut für Heiße Chemie"), Nr. 18 (Bereich MZFR), Nr. 20 (FR 2), Nr. 5 (KNK) und Nr. 3 (Westzaun des Betriebsgeländes in der Nähe des Abfallagers).

Eine quantitative Auswertung dieser Registrierungen erfolgt nicht. Die Registrierstreifen (rund 2 x 200 m pro Jahr) werden nach arbeitstäglicher Sichtkontrolle zur Dokumentation abgelegt. Die an den 5 genannten Stellen beobachteten γ -Dosisleistungen bewegten sich 1975 zeitweise etwa zwischen 10 μ R/h und 40 μ R/h.

1975 kam es an keiner einzigen Meßstelle zu einer Warnschwellenüberschreitung. Während 1974 an der Meßstelle Nr. 3 noch 4 Warnschwellenüberschreitungen registriert worden waren, gab es 1975 auch dort keine Überschreitungen mehr.

I.2.2 Überwachung an der Betriebsgeländegrenze der WAK (s. Abb. 3/7)

2 der insgesamt 6 Meßstellen sind Hochdosisleistungs-Meßstellen. Im Meßbereich dieser Detektoren (siehe auch Programmpunkt I.2.1) wurden auch 1975 keine Meßwerte registriert. Der Streubereich des an den 4 anderen Meßstellen kontinuierlich gemessenen ($\beta+\gamma$)-Strahlungspegels erstreckte sich 1975 über den gesamten Bereich zwischen Nullpegel und Warnschwelle.

An allen diesen 4 Meßstellen ereigneten sich 1975 aus unterschiedlichen Gründen Warnschwellenüberschreitungen. Die häufigsten Ursachen waren Röntgenarbeiten, die auf dem Betriebsgelände der WAK z.B. zu Schweißnahtprüfungen durchgeführt wurden, und ^{85}Kr -Freisetzungen im Zusammenhang mit Brennelementauflösungen.

Zählt man die Warnschwellenüberschreitungen an den einzelnen Meßstellen ohne Berücksichtigung der z.T. identischen Ursachen, so ergibt sich eine Summe von 47 Ereignissen. Diese

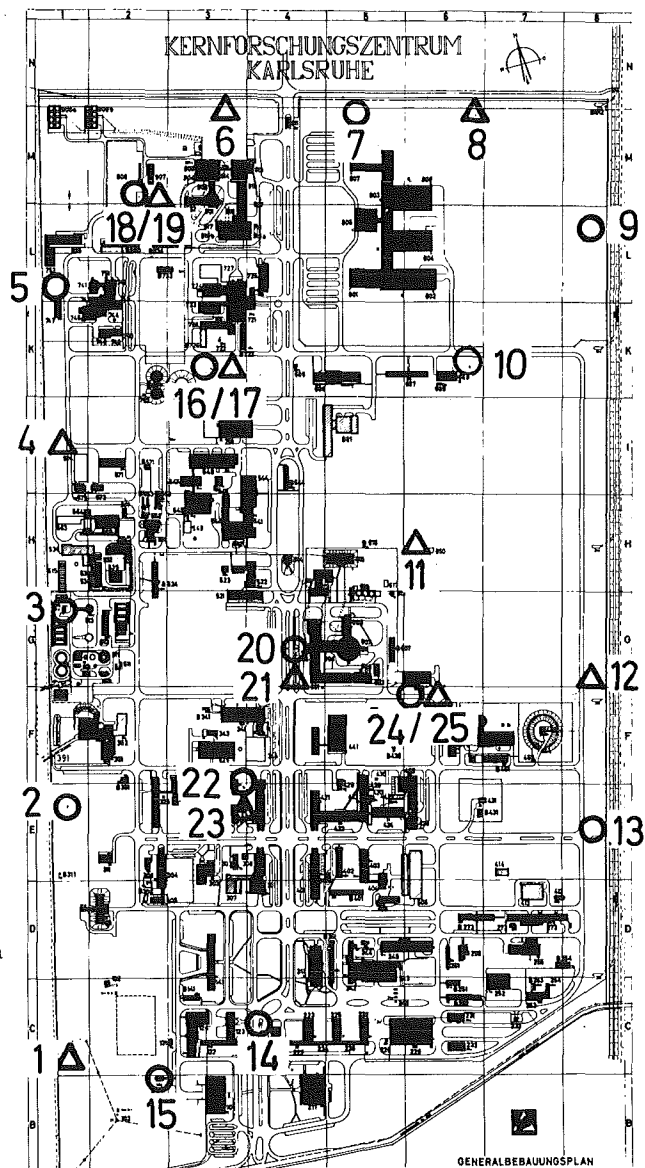
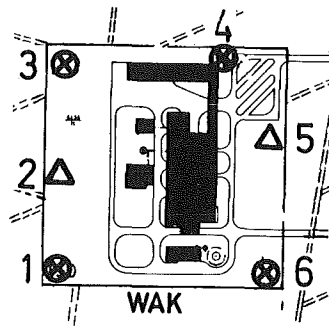


Abb. 3/7 Meßstellenplan
der Zählrohr-Monitor-
Anlage .

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

Zahl verringert sich auf 32, wenn man an unterschiedlichen Tagen nur die von unterschiedlichen Ursachen ausgelösten Ereignisse zählt. 1974 waren hingegen nur 2 Warnschwellenüberschreitungen an 2 verschiedenen Tagen registriert worden. Die starke Zunahme der Schwellwertüberschreitungen liegt sowohl an der höheren Zahl von Brennelementauflösungen (1974 war die WAK von Januar bis Ende Oktober außer Betrieb) als auch an der starken Bautätigkeit auf dem Betriebsgelände der WAK, die relativ häufig Röntgenarbeiten erforderlich machte.

Der Mittelwert der bei den 47 Warnschwellenüberschreitungen registrierten Höchstwerte beträgt $12 \cdot 10^3$ Ipm (Warnschwelle = $4 \cdot 10^3$ Ipm). Die Gesamtdauer der registrierten Warnschwellenüberschreitungen betrug mit knapp 24 Stunden weniger als 0,3 % des Jahres.

1.3 Festkörperdosimeter zur Überwachung der akkumulierten Strahlungsdosis

Das Betriebsgelände wird mit 32 Meßstellen auf zwei "inneren" Kreisen mit Radien von 100 m und 250 m um den FR 2-Kamin und mit 96 Meßstellen entlang der rund 5 km langen Geländegrenze überwacht. 6 weitere Meßstellen befinden sich an der Betriebsgeländegrenze der WAK. Die Überwachung in der Umgebung erfolgt durch 3 konzentrische "äußere" Meßstellenkreise mit Durchmessern von 2, 4 und 6 km mit insgesamt 108 Meßstellen. Die Fläche des KFZK ist dem kleinsten dieser 3 Meßstellenkreise eingeschrieben. Die Außenüberwachung wird ergänzt durch 7 Dosimeter-Meßstellen in den benachbarten Ortschaften (Lageplan aller Meßstellen, siehe [67], S. 32).

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

Die 1975 für die verschiedenen Teilbereiche des Meßstellennetzes mit Glas- und Thermolumineszenz-Dosimetern bestimmten Jahresdosis-Mittelwerte wurden in Tabelle 3/19 einander gegenübergestellt.

1975	Lage der Meßstellen						
	Betriebsgeländegrenze KFZK (ohne Meßstellen Nr. 20-34)	WAK	Äußere Meßstellenkreise mit den Durchmessern			Standorte der Zähl- rohr-Außenstationen	
			$d_1 = 2$ km	$d_2 = 4$ km	$d_3 = 6$ km	KFZK	Nachbarorte
Zahl der Meßstellen	83	6	17	36	53	1	7
\bar{D}_{GD} in mR	61	54	59	59	59	78	60
\bar{D}_{TLD} in mR	79	75	-	-	80	103	88
$\bar{D}_{TLD} / \bar{D}_{GD}$	1,3	1,4	-	-	1,4	1,3	1,5

Tab. 3/19 Jahresdosismittelwerte \bar{D}_{GD} (gemessen mit Phosphatglas-Dosimetern) und \bar{D}_{TLD} (gemessen mit Thermolumineszenz-Dosimetern)

Mit Ausnahme der Meßstelle an der Zählrohrstation im KFZK (Dach Geb. 123) und der Meßstellen Nr. 20 bis 34 am Westzaun unterscheiden sich die Jahresdosismittelwerte von Meßstellen entlang der Betriebsgeländegrenzen praktisch nicht von den in größeren Entfernungen ermittel-

ten Werten. Dies gilt sowohl für die mit Glasdosimetern als auch für die mit TL-Dosimetern bestimmten Jahresdosis-Mittelwerte.

Die leicht erhöhten Jahresdosiswerte für die Meßstelle an der Zählrohrstation des KFZK wurden durch Einstrahlungen aus der nahegelegenen Eichhalle hervorgerufen (siehe auch Programmpunkt I.1).

Das mit Glasdosimetern aufgenommene Dosisprofil zwischen den Meßstellen Nr. 17 und Nr. 35 (s. Abb. 3/8) macht deutlich, daß auch im Expositionsintervall von Nov. 1974 bis Nov. 1975 im Bereich des Lagers für radioaktive Abfälle längs einer Teilstrecke von ca. 500 m erhöhte Dosisleistungen geherrscht haben. Gemittelt über diese Teilstrecke (Nr. 21 bis Nr. 31) ergibt sich jedoch gegenüber dem Vorjahreswert nur ein Dosiszuwachs von 21 mR ($\hat{=} 15 \%$).

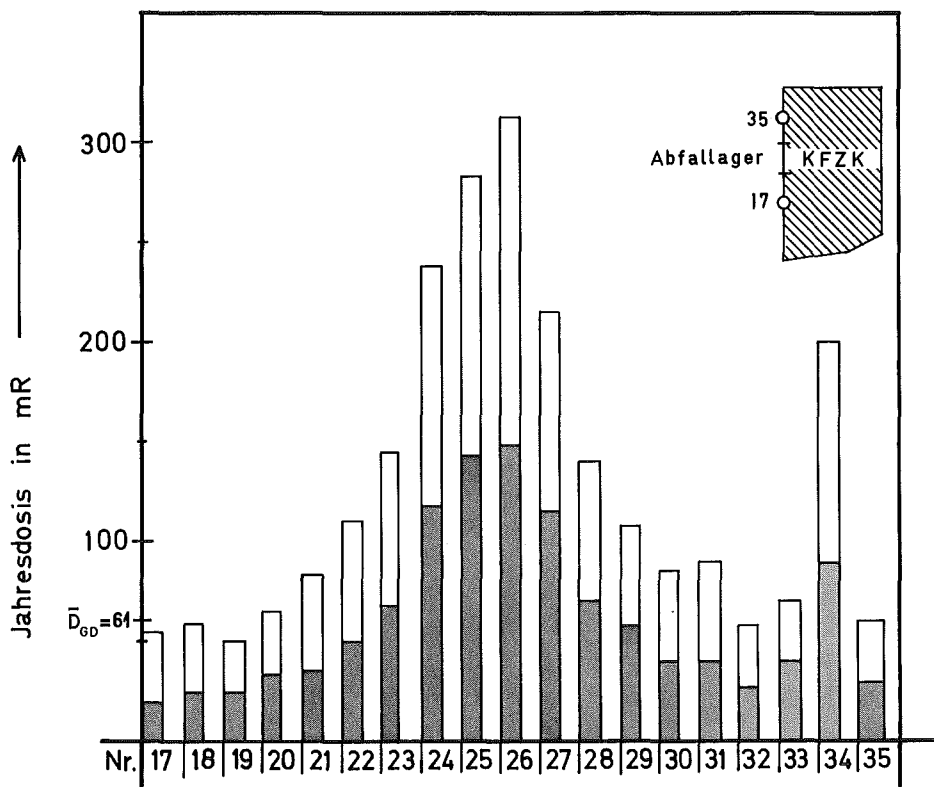


Abb. 3/8 Jahresdosisprofil entlang der Betriebsgeländegrenze des KFZK in der Nähe des Abfallagers (Abstand benachbarter Meßstellen: 50 m).

Halbjahresdosiswerte (182 Tage): November 1974 bis Mai 1975
 Mai 1975 bis November 1975

\bar{D}_{GD} = Durchschnittliche Jahresdosis an den restlichen 83 Meßstellen an der Betriebsgeländegrenze (s. auch Tabelle 3/19)

Die 1975 an der Meßstelle Nr. 34 deutlich höhere Jahresdosis steht nicht in ursächlichem Zusammenhang mit der vom Abfallager ausgehenden Direktstrahlung. Ursache für den Dosiszuwachs an dieser Stelle waren radioaktive Anlagenteile, die von der KBG in ihrer Lagerhalle (Geb. 753, westlich des KNK-Reaktors) eingelagert worden sind. Aufgrund dieses Meßergebnisses wurden in der Lagerhalle zusätzliche Abschirmungen errichtet, die zu einem bereits erkennbaren Rückgang der Dosisleistung am Geländezaun geführt haben.

II. Aktivitätsmessungen

II.1 Aerosolgehalt der Luft

Die Luftstaubsammlung erfolgt auf feststehenden Einzelfiltern von 20 cm Ø an den beiden Meßhütten. Die Einzelmeßwerte der spezifischen α -Aktivität des Aerosolgehalts der Luft lagen 1975 zwischen $< 0,001 \text{ pCi/m}^3$ und $0,005 \text{ pCi/m}^3$. Der Jahresmittelwert der spezifischen β -Aktivität der Luft ergab für beide Meßhütten einen Wert von $0,08 \text{ pCi/m}^3$. Der Jahresmittelwert der β -Aktivitätskonzentration der Luft erreichte damit nur rund 60 % des Vorjahreswertes (siehe hierzu auch II.2).

II.2 Überwachung des Niederschlags

Die spezifische Aktivität des Niederschlags wird an drei Stellen (Meßhütte West, Meßhütte Nordost und WAK) überwacht.

Eine Übersicht über die 1975 mit dem Niederschlag der Flächeneinheit des Bodens zugeführte Radioaktivität gibt Tabelle 3/20.

Sammelort	Niederschlags- menge l/m ²	Jahres-Flächenbelastung 1975 in nCi/m ²				
		α	(²³⁹ Pu+ ²⁴⁰ Pu)	²³⁸ Pu	β	³ H
Meßhütte West	736	< 2,2	0,013	< 0,003	13,4	869
Meßhütte Nordost	733	< 2,3	0,010	< 0,002	9,6	1088
WAK	734	< 2,4	0,007	< 0,004	9,7	898

Tab. 3/20 Radioaktivität im Niederschlag 1975

Die Einzelmeßwerte der α -Aktivitätskonzentration lagen fast immer unter der Nachweisgrenze (deshalb auch das Zeichen "<" vor den Flächenbelastungen in Tabelle 3/20). So kann nur ausgesagt werden, daß für alle 3 Sammelstellen die Jahresmittelwerte der α -Aktivitätskonzentration unter $3,5 \text{ pCi/l}$ und die α -Flächenbelastungen unter $2,4 \text{ nCi/m}^2$ liegen. Die Jahresmittelwerte der (²³⁹Pu+²⁴⁰Pu)-Konzentration liegen zwischen 10 fCi/l und 18 fCi/l . Die entsprechenden Werte der Plutonium-Flächenbelastung erreichen damit im Mittel nur rund 60 % der Vorjahreswerte.

Während 1974 die Jahresflächenbelastung durch die β -Bruttoaktivität im Niederschlag gegenüber dem Vorjahr um das 2,9-fache zugenommen hatte (als mögliche Ursache hierfür gilt die Erhöhung des Aktivitätsinventars der Atmosphäre durch die oberirdische Zündung der chinesischen Atombomben vom 27.6.1973 und vom 17.6.1974), hat die β -Aktivitätsflächenbelastung durch Niederschläge 1975 an den 3 Niederschlagssammelstellen im Mittel gegenüber 1974 um rund 50 % abgenommen. Die Meßwerte des Deutschen Wetterdienstes zeigen für den Raum Stuttgart ebenfalls einen Rückgang der β -Aktivität des Niederschlags um 47 %.

Die hier beschriebenen Zusammenhänge werden durch Tabelle 3/21 verdeutlicht.

Im Falle der Tritiumflächenbelastung (s. Tabelle 3/20) wird der atmosphärische Tritiumanteil von Tritiumimmissionen überlagert, deren Ursache in den Tritiumableitungen mit der Abluft der beiden schwerwassermoderierten Reaktoren MZFR und FR 2 und der FERAB-Anlage liegt. Die unterschiedlichen Tritium-Flächenbelastungen an den 3 Sammelstellen resultieren aus den im

Sammelort	Jahresmittelwert der β -Aktivitäts- konzentration \bar{a} in pCi/l	β -Aktivitäts- flächenbelastung $A_F(75)$ in nCi/m ²	$\frac{\bar{a}(75)}{\bar{a}(74)}$ f**	$\frac{A_F(75)}{A_F(74)}$ p	Verhältnis der Niederschlags- mengen $\frac{M(75)}{M(74)}$ q
Meßhütte West	18,2	13,4	0,42	0,55	1,30
Meßhütte Nordost	13,1	9,6	0,51	0,52	1,02
WAK	13,2	9,7	0,43	0,41	0,95
Stuttgart*	11,6	7,3	0,59	0,53	0,9

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

Tab. 3/21 Vergleich der β -Aktivität des Niederschlags 1975/1974

Einzelnen nicht bekannten Korrelationen von Windrichtung, Niederschlagsmenge, Emissionsort, -zeitpunkt und Quellstärke. Die im Vergleich zu den beiden anderen Stellen um rund 23 % höhere Tritiumflächenbelastung an der Nordost-Hütte entspricht aufgrund der Windrichtungscharakteristik bezüglich der Lage der genannten Tritium-Hauptemittenten gegenüber den beiden anderen Niederschlagssammelstellen der Erwartung.

Im Gegensatz zur α - und β -Aktivitäts-Flächenbelastung hat 1975 die Tritiumflächenbelastung im Mittel an den 3 Sammelstellen gegenüber dem Vorjahr um 30 % zugenommen. Untersuchungen an Niederschlägen im Rahmen des Tritiumforschungsprogramms (PNS 4131), die weit außerhalb des Kernforschungszentrums gesammelt wurden, haben gezeigt, daß die allgemeine atmosphärisch bedingte Tritiumflächenbelastung gegenüber 1974 im Mittel sogar um rund 50 % gestiegen ist (siehe Kap. 7.8).

Der von den Tritiumemissionen verschiedener Anlagen des Kernforschungszentrums herrührende Tritiumanteil an der Flächenbelastung innerhalb des Betriebsgeländes ist demgegenüber nur um rund 18 % gewachsen.

Die Jahresmittelwerte der Tritiumkonzentration des Niederschlags lagen im Bereich des KFZK zwischen 1,2 nCi/l und 1,5 nCi/l.

II.3 Überwachung des Wassers (s. Abb. 3/6)

II.3.1 Oberflächenwasser

Zur Überwachung der α - und Rest- β -Aktivität und der Tritiumaktivität wird dem Hirschkanal kontinuierlich Oberflächenwasser entnommen und in einem Tank in der Meßhütte Nordost gesammelt. Die Ansaugstelle liegt in unmittelbarer Nähe der NO-Ecke des KFZK und unterhalb der Einleitungen der 6 Sandfänge, über die Regen- und Kühlwässer in den Hirschkanal eingeleitet werden. Gemessen wird die Aktivitätskonzentration von Wochenmischproben.

Die Meßergebnisse 1975 wurden in Tabelle 3/22 zusammengefaßt.

langlebige Aktivität	Schwankungsbereich der 53 Wochenmittelwerte	Jahresmittelwert
α	<1,4 bis 3,9 pCi/l	<1,8 pCi/l
β (abz. 4_0K)	<0,9 bis 3,7 pCi/l	<1,6 pCi/l
3H	0,3 bis 13,5 nCi/l	2,0 nCi/l

Tab. 3/22 Radioaktivität des Hirschkanals

81 % der Wochenmittelwerte der α -Aktivitätskonzentration und 48 % der Wochenmittelwerte der β -Aktivitätskonzentration lagen unter der jeweiligen Nachweisgrenze.

Erhöhte Werte der Tritiumkonzentration im Januar und Februar 1975 waren auf den Tritiumgehalt der Kühlwässer des MZFR zurückzuführen, die über den Sandfang Nr. VI kurz oberhalb der Probenahmestelle in den Hirschkanal eingeleitet wurden.

II.3.2 Grund- und Trinkwasser

Überwacht werden das Wasserwerk Süd des Kernforschungszentrums, die Wasserwerke Leopoldshafen, Linkenheim-Hochstetten und Karlsruhe-Hardtwald sowie die beiden Schluckbrunnen der WAK. Einen Überblick über die Ergebnisse der Überwachung vermittelt Tabelle 3/23.

langlebige Aktivität	Schwankungsbereich der Einzelmeßwerte (Stichproben von 6 Stellen)	Jahresmittelwert
α	< 1,4 bis 3,2 pCi/l	< 1,9 pCi/l
β (abz. 4_0K)	< 0,9 bis 3,1 pCi/l	< 1,2 pCi/l
3H	<0,15 bis 0,6 nCi/l	<0,28 nCi/l

Tab. 3/23 Radioaktivität in Grund- und Trinkwasser

91 %, 74 % bzw. 31 % der insgesamt 70 untersuchten Grundwasserstichproben lieferten Meßwerte unterhalb der jeweiligen Nachweisgrenze für die α -, β - bzw. Tritiumaktivität. Alle gebildeten Jahresmittelwerte waren deshalb mit dem Zeichen "<" zu versehen.

II.4 Überwachung von biologischem Material (s. Abb. 3/6)

II.4.1 Schlamm

Die Überwachung der Radioaktivität des Schlammes im Hirschkanal erfolgt anhand von monatlichen Stichproben. Der Schwankungsbereich der monatlichen Einzelmeßwerte der spezifischen α -Aktivität lag 1975 zwischen 4 pCi/g Tr. und 8 pCi/g Tr., für die spezifische β -Aktivität zwischen 19 pCi/g Tr. und 38 pCi/g Tr. Es ergaben sich entsprechende Jahresmittelwerte von

rund 5 pCi/g Tr. bzw. 24 pCi/g Tr. Dies bedeutet, daß sowohl die Mittelwerte als auch der Streubereich der Aktivitätskonzentration des Schlammes im Hirschkanal gegenüber 1974 praktisch unverändert blieb.

Zur Überwachung des Altrheins (=Vorfluter für die Abwässer des Kernforschungszentrums Karlsruhe) sind laut Auflage vierteljährlich Schlammproben im Altrhein bei Leopoldshafen, ca. 80 m unterhalb der Abwassereinleitung, zu nehmen. Der zeitliche Verlauf der α - und β -Gesamtaktivitätskonzentration wurde, weit über die behördliche Auflage hinausgehend, 14-tägig überwacht. Das arithmetische Mittel aus 26 Einzelmeßwerten beträgt für die spezifische α -Aktivität 6,7 pCi/g Tr. und für die spezifische β -Aktivität 29 pCi/g Tr. Die spezifische Plutoniumaktivität lag bei allen Quartalsproben unter 0,5 pCi/g Tr. und im Mittel bei 0,2 pCi/g Tr.

Die Abnahme der β -Aktivitätskonzentration des Schlammes im Vorfluter gegenüber dem Vorjahr entspricht, wenn auch aufgrund der Sedimentation nicht quantitativ, dem Rückgang der β -Aktivität (s. Abb. 3/9), die mit den Abwässern des Kernforschungszentrums in den Altrhein eingeleitet wurde, die mit rund 88 mCi 1975 nur noch rund 40 % des Vorjahreswertes erreichte.

Die abnehmende Tendenz der Plutoniumkonzentration entspricht ebenfalls einer Abnahme der Plutoniumableitungen mit dem Abwasser.

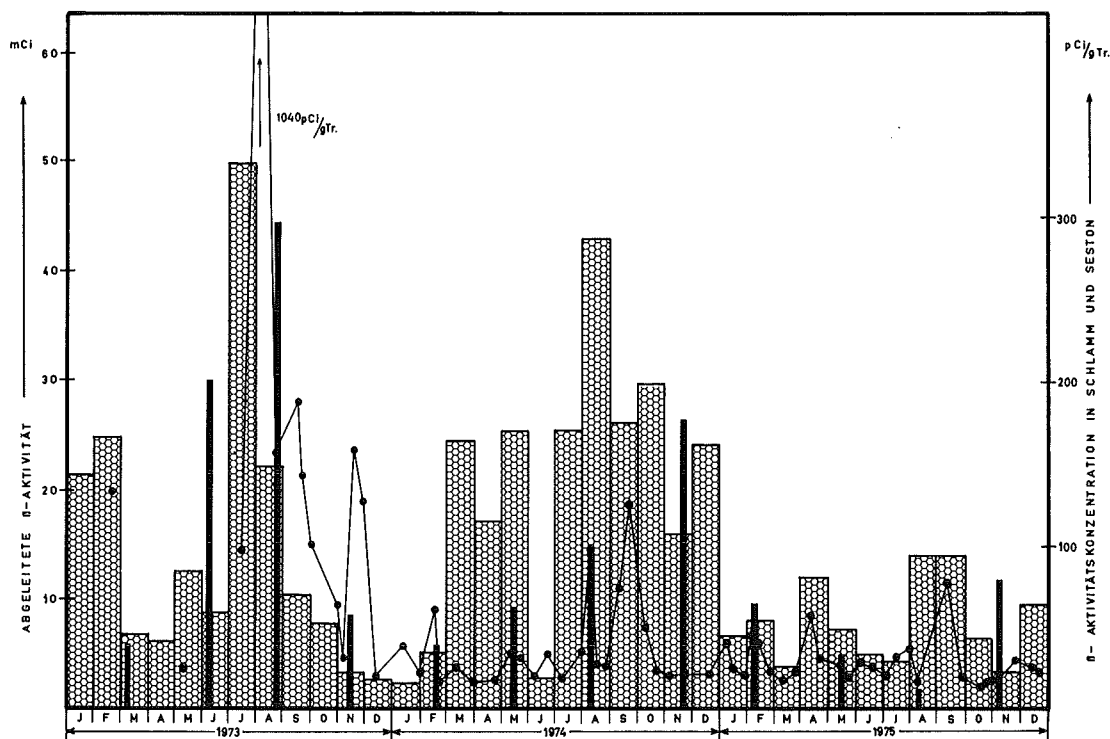





Abb. 3/9 In den Jahren 1973, 1974 und 1975 aus dem KFZK mit dem Abwasser abgeleitete β -Aktivität  und die β -Aktivitätskonzentration von Schlamm  und Seston  im Altrhein

II.4.2 Seston

Die Aktivitätsmessungen in den ebenfalls im Altrhein genommenen vierteljährlichen Seston-Stichproben lieferten für 1975 Mittelwerte von 11 pCi/g Tr. für die spezifische α -Aktivität und von 48 pCi/g Tr. für die spezifische β -Aktivität. Dies sind nur 85 % bzw. 53 % der entsprechenden Mittelwerte für 1974. In dem deutlichen Rückgang der spezifischen β -Aktivität des Sestons (s. Abb. 3/9) spiegelt sich die bereits erwähnte, gegenüber dem Vorjahr wesentlich niedrigere β -Aktivitätsableitung mit dem Abwasser im Gegensatz zum Schlamm fast quantitativ wider.

Im Gegensatz zur β -Aktivitätskonzentration des Sestons konnte bei der spezifischen Plutoniumaktivität des Sestons gegenüber dem Vorjahr keine Abnahme festgestellt werden.

Der Zusammenhang zwischen dem β -Aktivitätsangebot der Abwässer und der Aktivitätskonzentration von Schlamm und Seston im Vorfluter wird durch die synoptische Darstellung in Abb. 3/9 verdeutlicht.

II.4.3 Fisch

II.4.4 Wasserpflanzen

Der Überwachung des Vorfluters dienen auch die halbjährlichen Probenahmen von Fisch und Wasserpflanzen. Der Schwankungsbereich der spezifischen β -Aktivität (abzügl. ^{40}K) lag 1975 mit 1,0 bis 1,8 pCi/g Naßgewicht für Speisefisch (Fleisch, Haut, Flossen und Gräten) und 10 bis 22 pCi/g Trockengewicht für Wasserpflanzen knapp unter den Vorjahreswerten.

II.4.5 Bewuchs

Die halbjährlichen Grasproben aus den beiden Hauptwindrichtungssektoren in jeweils rund 4 km Entfernung vom Kernforschungszentrum (bei Eggenstein und Friedrichstal) wiesen mit Werten zwischen 10 und 15 pCi/g Tr. keine höhere spezifische β -Aktivität (abzügl. ^{40}K) auf als die Proben von der Referenzstelle in Grötzingen mit 11 und 22 pCi/g Tr. Der ^{40}K -Gehalt der 6 Proben lag im Mittel bei 14,5 pCi/g Tr.

Die spezifische Plutoniumaktivität ($^{239}\text{Pu}+^{240}\text{Pu}$) der Gras- bzw. Kiefernadelproben von den 4 Stellen in den beiden Hauptwindrichtungssektoren bezüglich der nördlichen Hälfte des Betriebsgeländes des Kernforschungszentrums bewegte sich 1975 zwischen 1 fCi/g Tr. und 20 fCi/g Tr. Als Mittelwert ergab sich rund 8 fCi/g Tr.

Für die Kiefernadelproben aus den Hauptwindrichtungssektoren bezüglich der WAK wurden Werte zwischen 2 fCi/g Tr. und 7 fCi/g Tr. gefunden. Ihr Mittelwert ergab sich zu 4,3 fCi/g Tr.

Die Meßwerte der Vergleichsproben aus dem Raum Durlach erreichten 10 fCi/g Tr. bei einem Mittelwert von 4,9 fCi/g Tr.

Die spezifischen ^{238}Pu -Aktivitätswerte der gleichen 32 Bewuchsproben lagen nur in 7 Fällen über der jeweils erreichten Nachweisgrenze. Die höchste nachgewiesene ^{238}Pu -Aktivität betrug 8 fCi/g Tr.

3.4.3 Besondere Überwachungsmaßnahmen

Überwachungszeitraum 1975	Anlaß	Überwachungsmaßnahmen	Art und Zahl der untersuchten Proben	Meßergebnisse
25. 8.	Bei der routinemäßigen Auswertung der Luftstaubfilter, die mit der Abluft aus Gebäude 536 (FERAB) bestaubt waren, wurde eine anomale ^{131}J -Freisetzung festgestellt.	Entnahme von Grasproben im vermuteten Hauptimmissionsgebiet, Ausmessung der aus der Abluft abgeschiedenen Luftfeuchte.	1 Faserfilter 2 Grasproben 1 Kondensatprobe	Faserfilter: γ -Spektrometrie; ^{131}J = 35 nCi, ^{125}Sb = 9 nCi, $^{106}\text{Ru/Rh}$ = 101 nCi, ^{137}Cs = 355 nCi, ^{134}Cs = 37 nCi Grasproben: Es wurde eine Flächenbelastung von 35 pCi/m ² ^{131}J ermittelt. Kondensatprobe: Es wurde eine Gesamtfreisetzung von 1,5 mCi abgeschätzt.
27. 8.	Undichtigkeiten am Rohrleitungssystem der Kläranlage	Boden- und Schlammprobenahmen an den Leckstellen, regelmäßige Überwachung der Aktivitätskonzentration im Grundwasser an 12 Brunnen (davon wurden 5 anlässlich des Zwischenfalles neu niedergebracht).	15 Bodenproben 4 Schlammproben 303 Grundwasserproben	Bodenproben: α : 1 - 15 pCi/g Tr. β : 11 - 107 pCi/g Tr. γ : $^{106}\text{Ru/Rh}$, ^{134}Cs , ^{137}Cs Schlammproben: α : 25 - 32 pCi/g Tr. β : 353 - 792 pCi/g Tr. γ : ^{60}Co , ^{125}Sb , ^{134}Cs , ^{137}Cs , ^{144}Ce Grundwasserproben: ^3H : 0,3-8084 nCi/l α : <1 - 6 pCi/l β : <1 - 20 pCi/l
8.12.	Bodenkontamination im Bereich des Hauptlagers durch Ablagerung radioaktiver Teile einer Experimentiereinrichtung	Entnahme von Bodenproben vor und nach den Dekontaminationsarbeiten.	10 Bodenproben	Höchstwert vor Dekontamination: α : 68 pCi/g Tr. β : 2,2 nCi/g Tr. Mischprobe nach Dekontaminationsarbeiten: α : 7 pCi/g Tr. β : 29 pCi/g Tr.
ganzjährig	Geplante Tief Lagerung tritiumhaltiger Abwässer in stillgelegten Erdölbohrungen	Monatliche Probenahmen aus den Beobachtungsbrunnen Nr. 16 und Nr. 20	24 Grundwasserproben	Die Tritiumkonzentration lag 1975 im Mittel bei 0,4 nCi/l.
permanent	Erhöhte γ -Dosisleistung in der unmittelbaren Umgebung des Gebäudekomplexes der Dekontaminationsbetriebe	Ständige Unterhaltung von 43 Sondermeßstellen mit Festkörperdosimetern (Betriebsgelände ADB und 2 Meßstellenkreise um FR 2-Kamin)		In wenigen Metern Abstand von den Gebäuden der ADB (vorwiegend in den abgesperrten Bereichen) ergaben sich Jahresdosiswerte zwischen 2,5 und 0,2 R. Die Ergebnisse von den 2 Meßstellenkreisen zeigten eine Schwankungsbreite von 51 bis 942 mR, wobei der Höchstwert wiederum im Bereich ADB registriert wurde.
ganzjährig	Fortsetzung der Überwachung der Regenwasserkanalisation	Wöchentliche Schlammprobenahmen aus den 6 Sandfängen der Regen- und Kühlwasserkanalisation	318 Schlammproben	Sandfänge I, II, III, V, VI: α : 1 - 33 pCi/g Tr. β : 6 - 289 pCi/g Tr. Sandfang IV: α : 8 - 53 pCi/g Tr. β : 87 - 960 pCi/g Tr. γ -Spektroskopie: $^{106}\text{Ru/Rh}$, ^{125}Sb , ^{134}Cs , ^{137}Cs , ^{60}Co , ^{144}Ce

Tab. 3/24 Übersicht über besondere Überwachungsmaßnahmen 1975

Es versteht sich von selbst, daß für eine wirksame Umgebungsüberwachung, die insbesondere das Betriebsgelände selbst mit einschließt, 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. Tabelle 3/24 vermittelt eine Übersicht über die wichtigsten Überwachungsmaßnahmen, die 1975 aufgrund besonderer Anlässe notwendig erschienen. Die Ergebnisse zeigen, daß keiner der Anlässe zu unzulässigen oder nicht beherrschbaren Kontaminationen geführt hat.

3.5 Personenüberwachung

3.5.1 Externe Dosis

B. Burgkhardt

Die Auswertestelle für Personendosimeter führt die Eigenüberwachung aller Mitarbeiter des Kernforschungszentrums Karlsruhe sowie weitere Überwachungen im Auftrag auswärtiger Stellen durch. Zur Personen- und Ortsdosimetrie werden vor allem Phosphatglasdosimeter und Thermolumineszenzdosimeter eingesetzt. Für bestimmte Überwachungsaufgaben stehen heute verschiedene Dosimeterkombinationen zur Verfügung, die neben dosimeterspezifischen Vorteilen eine erhöhte Sicherheit bei der Überwachung des Arbeitsplatzes und eine größere Genauigkeit bei der Messung des natürlichen Strahlenpegels bieten.

Die Personen- bzw. Arbeitsplatzüberwachung sämtlicher Mitarbeiter des Kernforschungszentrums mit Phosphatglasdosimetern dient neben der Dosisbestimmung nach einem evtl. Unfall der Erfassung der Jahresdosis einschließlich der natürlichen Strahlenbelastung am Arbeitsplatz. Die Häufigkeitsverteilung der bei den Mitarbeitern im Jahre 1975 gemessenen Jahresdosis ist in Abb. 3/10 wiedergegeben. Eine solche kontinuierliche Langzeitüberwachung bietet die Möglichkeit, die mittlere Personenbelastung pro Jahr über einen längeren Zeitraum für jede Personengruppe zu ermitteln.

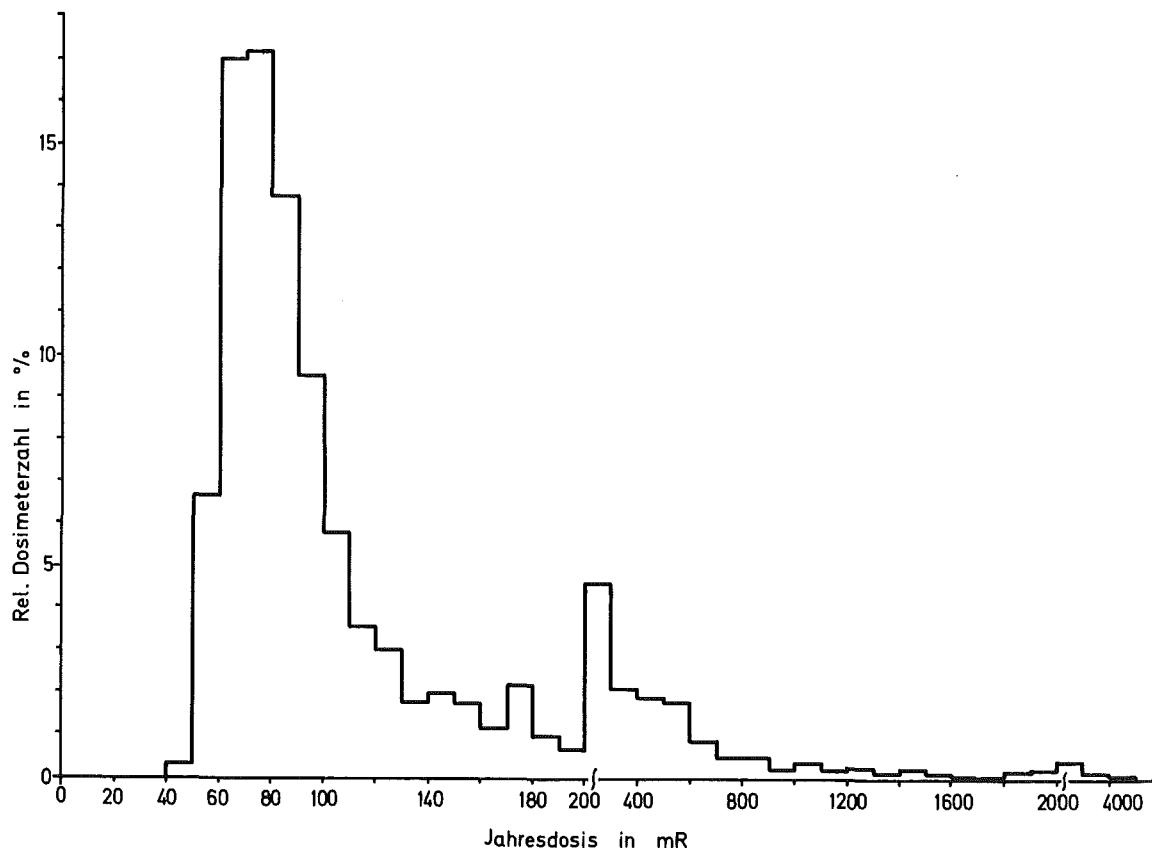


Abb. 3/10: Externe Strahlendosis der Mitarbeiter der GfK - einschließlich natürlicher Strahlung - im Jahre 1975

In Abb. 3/11 sind die Ergebnisse der Phosphatglasüberwachung im KFZ für die Jahre 1968-1974 wiedergegeben. In dieser Darstellung erkennt man bei den verschiedenen Personengruppen schon geringe Unterschiede des Strahlenpegels am jeweiligen Arbeitsplatz, sowie sprunghafte Erhöhungen bedingt durch den Umgang mit höheren Aktivitätsmengen.

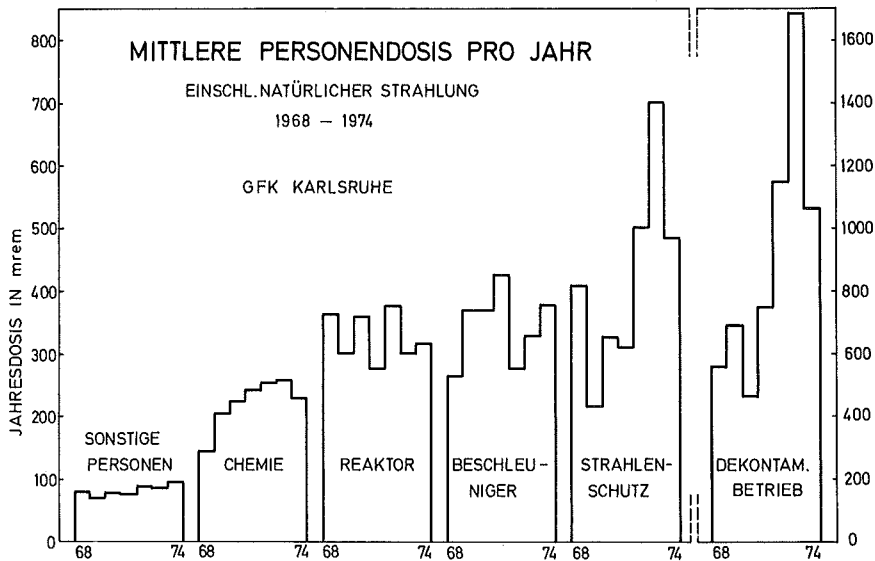


Abb. 3/11: Ergebnisse der Glasdosimetrauswertung in den verschiedenen Arbeitsbereichen des KFZ.

Im Kernforschungszentrum wurden im Jahre 1975 etwa 2600 Personen mit Phosphatglasdosimetern überwacht. Die Auswertung dieser Dosimeter erfolgt bei Bedarf sofort, bei einem Personenkreis von ca. 800 Personen monatlich, sonst halbjährlich. Im Berichtsjahr wurden insgesamt 16 300 Glasdosimetrauswertungen durchgeführt. Die gemessene mittlere Jahresdosis pro Person lag in den einzelnen Instituten und Abteilungen des KFZ zwischen 72 und 802 mrem. Die für die einzelnen Bereiche gefundenen mittleren Jahresdosiswerte pro Person einschließlich der natürlichen Strahlung sind in Tab. 3/25 wiedergegeben.

ANLAGE	Mittlere Personen- zahl 1975	Personendosis für 1975 in mrem
Beschleuniger	47	260
Biol. u. med. Institute	63	79
Chem. Institute	222	170
Dekontamination	148	802
Physikal. Institute	430	93
Reaktorbetrieb	250	260
Strahlenschutz (Kontrollbereich)	61	385
Versorgungsbetriebe	309	127
Sonstige	1252	72

Tab. 3/25: Glasdosimetrie: Mittlere Jahresdosis für verschiedene Bereiche

Thermolumineszenzdosimeter werden innerhalb der Personenüberwachung zum Nachweis von β -Strahlung und zur Teilkörperdosimetrie eingesetzt. In der Thermolumineszenzdosimetrie wurden im Berichtsjahr über 10 000 Auswertungen durchgeführt. Der Anschluß eines programmierbaren Tischrechners an das TL-Auswertegerät brach-

te eine Entlastung innerhalb der Routinearbeiten.

Phosphatglasdosimeter und LiF-Dosimeter werden auch im Auftrag auswärtiger Stellen ausgegeben und ausgewertet. Vergleichsmessungen mit verschiedenen Festkörperdosimetern werden insbesondere in Mischstrahlungsfeldern innerhalb der routinemäßigen Personenüberwachung durchgeführt. Zur Ermittlung der natürlichen Strahlenbelastung sowie des Einflusses kerntechnischer Anlagen auf die Umgebung werden im Freien exponierte Festkörperdosimeter ausgewertet. Im Berichtsjahr wurde die Teilnahme an internationalen Vergleichsmessungen (Harwell, Euratom, Washington) zur Kalibrierung und zum Test von Dosimetern zur Messung der natürlichen Strahlungsdosis sowie einer Neutronendosis ausgenutzt.

3.5.2 Inkorporationsmessungen

H.-P. Amann, H. Fessler

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

Bei einer Referenzgruppe von etwa 20 männlichen und weiblichen Mitarbeitern wird seit 1961 der Gehalt von Fallout-Radionukliden mit dem Human Body Counter ermittelt. Die Meßergebnisse werden vom Bundesgesundheitsamt in Berlin statistisch ausgewertet. γ -spektroskopisch konnten außer ^{137}Cs keine anderen Fallout-Radionuklide nachgewiesen werden. Im Jahre 1975 wurden für den mittleren ^{137}Cs -Gehalt der Vergleichsgruppe 24,2 pCi/kg gemessen (Höchstwert 304 pCi/kg im Jahre 1964 (siehe Abb. 3/12)).

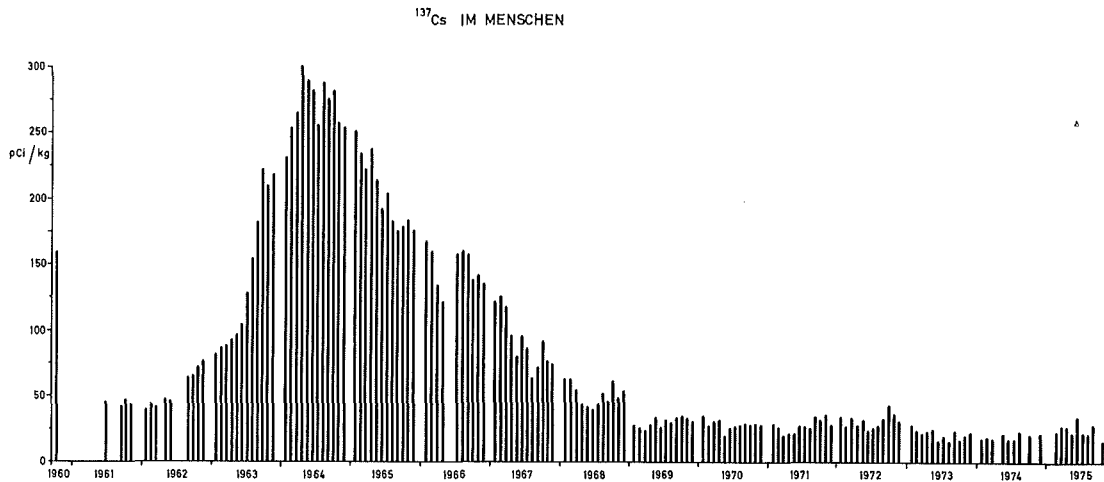


Abb. 3/12: ^{137}Cs im Menschen

Institutionen	Messungen gesamt	Inkorpor- tionen	Inkorporierte Nuklide
Reaktorbetrieb	353	8	^{58}Co , ^{60}Co , ^{137}Cs , $^{232}\text{Th}^*$
Zyklotron	101	4	^{54}Mn , ^{65}Zn , ^{137}Cs
Dekontamination	536	185	^{54}Mn , ^{58}Co , ^{60}Co , $^{89}\text{Nb}/^{89}\text{Zr}$, $^{106}\text{Ru}/^{106}\text{Rh}$, $^{131}\text{J}^{**}$, ^{134}Cs , ^{137}Cs
Strahlenschutz	122	22	^{58}Co , ^{60}Co , $^{106}\text{Ru}/^{106}\text{Rh}$, ^{134}Cs , ^{137}Cs
Chemische Institute	663	20	$^{131}\text{J}^{**}$, ^{137}Cs
Physikalische Institute	132	3	^{60}Co , ^{137}Cs , $^{99\text{m}}\text{Tc}^{**}$, $^{131}\text{J}^{**}$
Biologische Institute	8	1	^{203}Hg
Sonstige Personen der GfK	150	3	^{137}Cs
Sonstige Personen KBG, GWK usw.	845	116	^{54}Mn , ^{58}Co , ^{60}Co , ^{65}Zn , $^{106}\text{Ru}/^{106}\text{Rh}$, ^{131}J ^{137}Cs

* Thorotrastpatient

** nuklearmedizinischer Test

Tab. 3/26: Inkorporationsmessungen im Body Counter (ohne Messungen der LfU)

1975 wurden im Human Body Counter insgesamt 2910 Personen ausgemessen. Hinzu kamen 16 Sondermessungen mit dem Lungenzähler. Die Tabelle 3/26 zeigt für die verschiedenen Personengruppen im Kernforschungszentrum die Zahl der durchgeführten Messungen sowie Zahl und Art der gefundenen Inkorporationen. Von den insgesamt 364 Inkorporationen waren in 236 Fällen ein Nuklid, in 98 Fällen zwei Nuklide, in 26 Fällen drei Nuklide und in 4 Fällen 4 Nuklide beteiligt. Festgestellte Inkorporationen in Prozent der zulässigen Körperbelastung sind in Tab. 3/27 wiedergegeben.

Radionuklide	<0,01-0,1 %	0,1-1 %	1-10 %	10-100 %	>100 %
^{54}Mn	17	2	-	-	-
^{58}Co	9	-	-	-	-
^{60}Co	47	33	1	-	-
^{65}Zn	2	-	-	-	-
$^{99\text{m}}\text{Tc}$	-	-	-	-	1**
$^{106}\text{Ru}/^{106}\text{Rh}$	109	6	-	-	-
^{131}J	1**	2**	-	-	3**
^{134}Cs	7	-	-	-	-
^{137}Cs	278	1	-	-	-
^{203}Hg	1	-	-	-	-
^{232}Th	-	-	-	-	1*
$^{89}\text{Nb}/^{89}\text{Zr}$	3 Body Burden unbekannt				

* bez. auf Knochen (Thorotrastpatient)

** nuklearmedizinischer Test

Tab. 3/27: Inkorporierte Aktivität in Prozent der zulässigen Körperbelastung

4. Dosimetrie und Spektroskopie

4.1 Photonendosimetrie

4.1.1 Automatische Auswertung von Phosphatglasdosimetern

E. Piesch, H.-G. Röber

Im Vergleich zur Thermolumineszenzdosimetrie bietet die Radiophotolumineszenzdosimetrie aufgrund der einfachen Auswertung und Wiederverwendbarkeit grundsätzlich günstigere Voraussetzungen für eine Automatisierbarkeit. Während die automatische TLD-Auswertung ausschließlich einer schnelleren Auswertung dient, führt eine automatische Auswertung beim Glasdosimeter zu einer grundsätzlichen Verbesserung der dosimetrischen Eigenschaften (siehe Abb. 4/1). Zur Pulsanregung der Radiophotolumineszenz kann eine Hg-Lampe mit mechanischem bzw. optischem Zerhacker, eine gepulste N₂-Entladungslampe oder ein N₂-Laser eingesetzt werden. Neuere Untersuchungen von Barthe u.a. zeigten, daß anstelle der RPL-Intensität auch die RPL-Zeitkonstante als Maß für die Dosis bis hinab zu Dosiswerten von 0,1 mR herangezogen und die Vordosis auf wenige µR herabgesetzt werden kann.

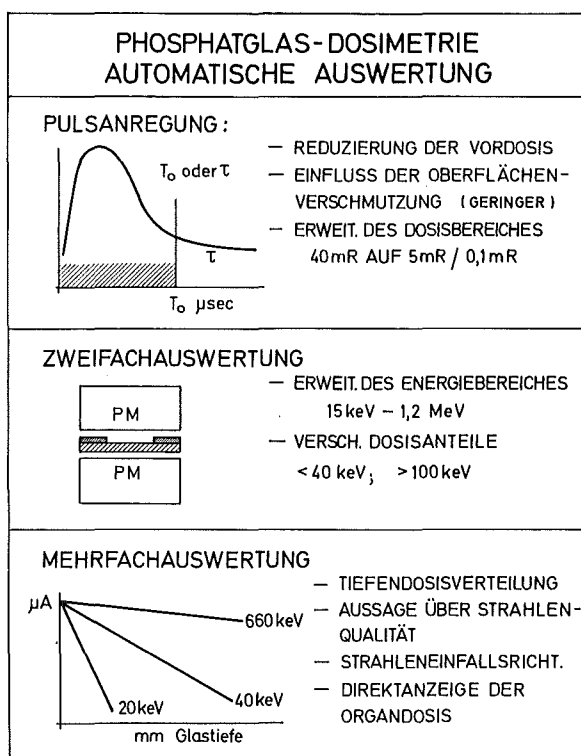


Abb. 4/1: Methoden der automatischen Glasauswertung

Im KFZK wird seit 2 Jahren an einem automatischen Auswertegerät für Glasdosimeter gearbeitet, welches entsprechend dem Prototyp der Firma Frieseke und Hoepfner nach dem Meßprinzip von Dade u.a. mit einem Einfachdosimeter und einer Zweifachmessung denselben Photonenenergiebereich erfaßt wie LiF, und welches zur genauen Dosismessung mit einem Analog-Digital-Wandler sowie einem angeschlossenen Rechner ausgerüstet wird. Meßtechnische Verbesserungen betreffen die Verwendung eines Glases mit geringer Energieabhängigkeit (Faktor 3,6), die Möglichkeit eines Strahlungsnachweises bis herab zu 15 keV sowie eine getrennte Angabe von Teildosen in verschiedenen Energiebereichen. Gleichzeitig dazu wird an der praktischen Verwirklichung eines Dosimetersystems mit Vielfachauswertung gearbeitet, welches bei einer automatischen Auswertung und

Datenverarbeitung die Messung der Oberflächendosis und der Tiefendosis sowie die Bestimmung zusätzlicher Parameter (Strahleneinfallrichtung, Strahlenqualität) zuläßt.

Das Blockdiagramm des in Arbeit befindlichen automatischen Auswertegerätes zeigt Abb. 4/2. Die digitale Verarbeitung der analog anfallenden Meßwerte erfolgt im ADC, die in den Displays angezeigten Zwischenwerte sowie die dekodierte Dosimeternummer werden einem Rechner zugeführt, der mit beiden Meßwerten eine entsprechend programmierte Rechenoperation durchführt und die anfallenden Meßergebnisse mit der Dosimeternummer ausdruckt.

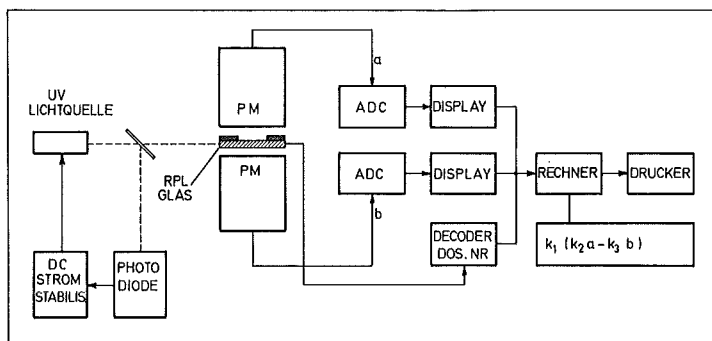


Abb. 4/2: Blockdiagramm des automatischen RPL-Auswertegerätes

Bei automatischer Auswertung sind RPLD und TLD gleichwertige Dosimeter hinsichtlich eines Nachweises energiearmer Röntgenstrahlung. Beide Dosimeterarten können in gleicher Weise zur Personenüberwachung auch im medizinischen Bereich eingesetzt werden. Gegenüber TLD besteht die Möglichkeit, Zwischenablesungen mit gleichzeitiger Langzeitaufsummierung durchzuführen, wobei gleichzeitig zur Eigenüberwachung eine Kontrolle durch eine amtliche Meßstelle sowie die Bestimmung einer mittleren Jahresdosis für verschiedene Berufsgruppen in einfacher Weise möglich sind.

4.1.2 Stabilität von TLD-Auswertesystemen

B. Burghardt

Die Reproduzierbarkeit einer Dosismessung mit TLD-Systemen hängt unter anderem von der Langzeitstabilität des Auswertegerätes und von der Reproduzierbarkeit der angewandten Regenerierung bei 400°C ab. Zur Ermittlung dieser Fehlereinflüsse wurden je 10 LiF-Dosimeter (Presslinge und Teflondosimeter) täglich regeneriert, bestrahlt und gemessen und die Änderung der Meßwertanzeige über einen Zeitraum von mehreren Tagen untersucht. Abb. 4/3 zeigt den Mittelwert der täglichen Auswertung sowie die relative Standardabweichung für die 10 Dosimeter. Während der Untersuchung wurde die Einstellung des Auswertegerätes nicht verändert. Die langzeitige tägliche Änderung der Dosimeteranzeige infolge Regenerierung und Geräteinstabilität betrug hierbei zwischen -4 % und +3 %. Für LiF-Presslinge wurde eine relative Standardabweichung von 2 bis 2,5 % für LiF-Teflondosimeter 0,5 und 5 % gefunden.

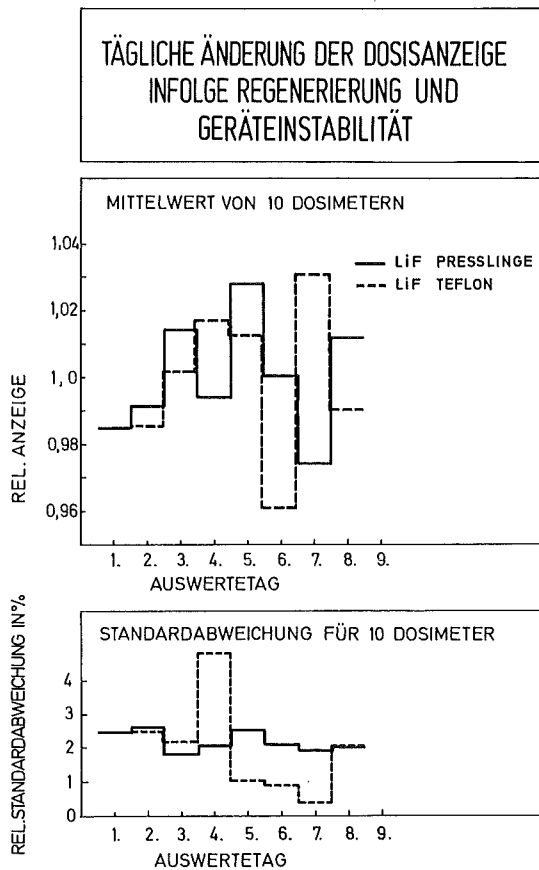


Abb. 4/3:
Langzeitstabilität eines
Thermolumineszenzsystems

4.1.3 Fadingverhalten von TLD

B. Burghardt, R. Herrera

Die Einsatzmöglichkeit von TLD-Detektoren innerhalb der Routineüberwachung, vor allem zur Messung kleiner Dosen im Bereich des natürlichen Strahlenpegels, wird im wesentlichen durch das Fadingverhalten bestimmt. Fadingeinflüsse sind vor allem bei höheren Temperaturen und längeren Überwachungszeiten vorhanden. Im Berichtszeitraum wurde mit einem umfangreichen Programm zur Bestimmung des Fadings bei handelsüblichen TLD-Materialien begonnen. Die Untersuchungen wurden jeweils bei Temperaturen von 5^o, 25^o, 50^o, 70^o und 100^o C sowie bei relativen Luftfeuchten von 30 %, 50 % und 96 % durchgeführt.

Zwischenergebnisse des über einen Zeitraum von einem Jahr laufenden Vorhabens sind in den Abbn. 4/4 und 4/5 für TLD 200 und TLD 700 wiedergegeben. Das relativ große Fading von TLD 200 wird durch geeignete Temperung der Dosimeter vor der Auswertung bei 100^o C verringert, so daß hier trotz unterschiedlichen Fadings bei 50^o C und 70^o C vor allem unter Laborbedingungen für beide Detektoren ähnliche Fadingeigenschaften vorliegen. Dieses Beispiel zeigt, daß man aus dem Fadingverhalten bei höheren Temperaturen nicht unmittelbar Rückschlüsse auf die Fadingeigenschaften bei niederen Temperaturen ziehen kann.

Abb. 4/6 zeigt einen Vergleich der Fadingeigenschaften verschiedener TLD-Detektoren bei einer Lagerungstemperatur von 50^o und 46 % relativer Luftfeuchte. Demnach zeigt CaSO₄ die günstigsten, Li₂B₄O₇:Mn die ungünstigsten Eigenschaften. Das Fading hängt im wesentlichen vom Aktivator ab. Geringe Einflüsse durch Luftfeuchte werden vor allem bei Teflon-Dosimetern beobachtet.

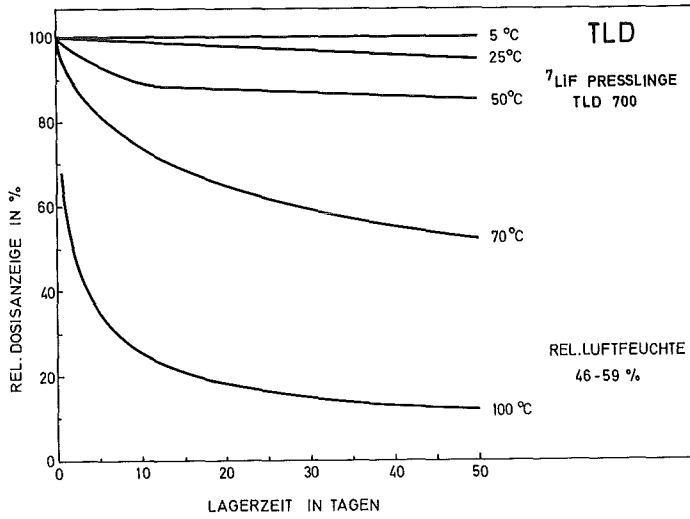


Abb. 4/4:
Fading von LiF-Presslingen

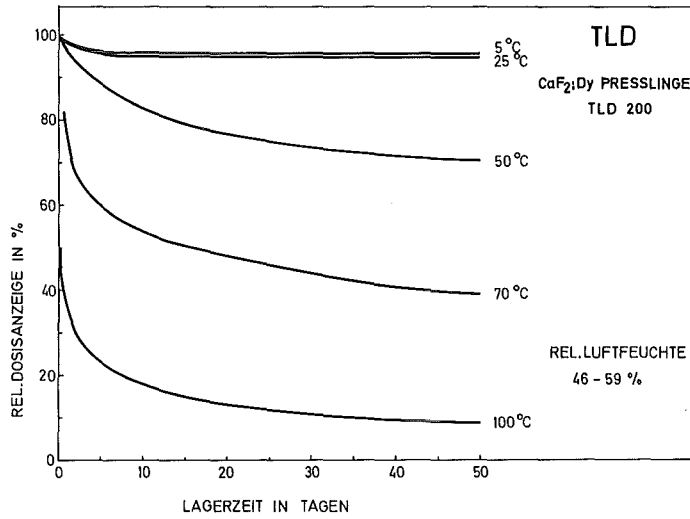


Abb. 4/5:
Fading von CaF₂-Presslingen

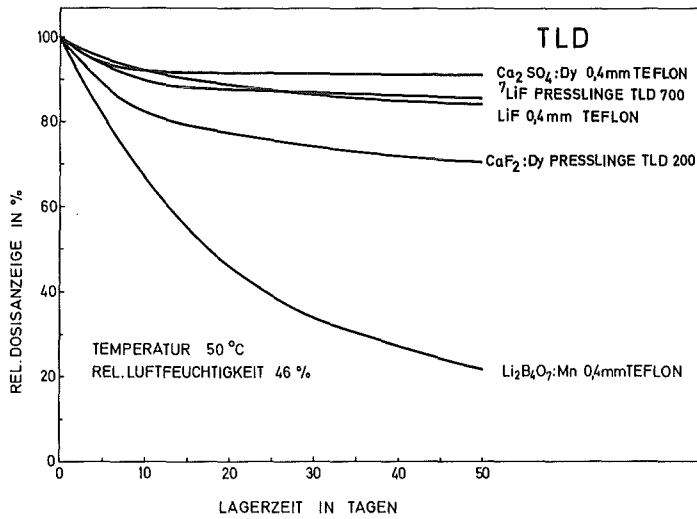


Abb. 4/6:
Fading verschiedener Sorten
von Thermolumineszenzdosimetern

4.1.4 Supralinearität verschiedener LiF-Dosimeter

B. Burgkhardt, E. Piesch, S. Kabadjova

LiF zeigt im Dosisbereich oberhalb 100 R einen Anstieg der Dosimeteranzeige pro Röntgen. Dieses Verhalten hängt unter anderem von der maximalen Aufheiztemperatur während der Auswertung, der Vorgeschichte bzw. der Regenerierung vor der Bestrahlung sowie von dem Aktivatoranteil und der Zusammensetzung des Materials ab. Aus diesem Grund wurde die Dosimeteranzeige kommerziell erhältlicher LiF-Dosimeter-Presslinge sowie von LiF-Teflon-Detektoren im Hochdosisbereich 10 R bis 10^6 R näher untersucht [54].

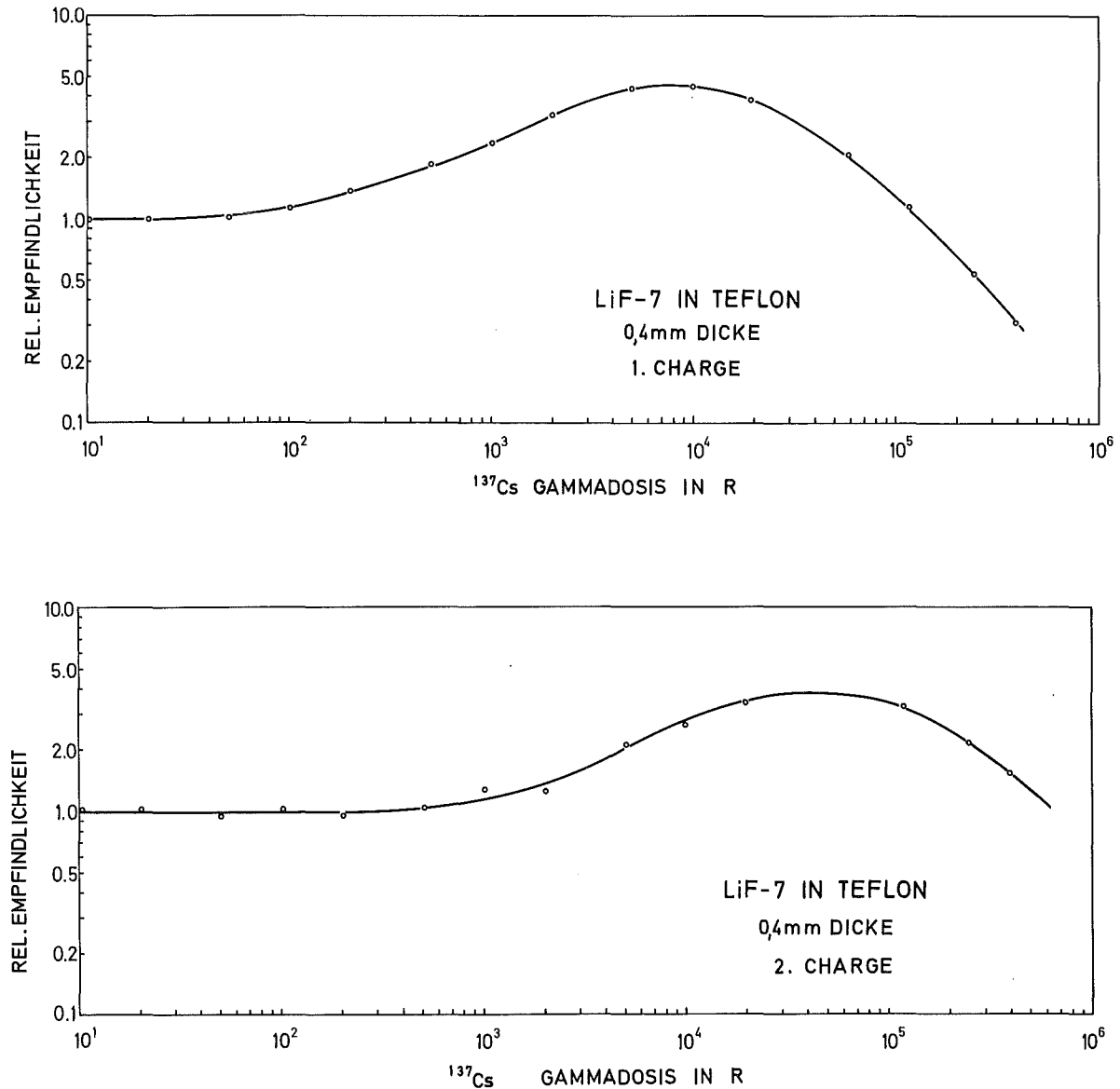


Abb. 4/7: Relative Dosisempfindlichkeit zweier Chargen von LiF-Teflondosimetern

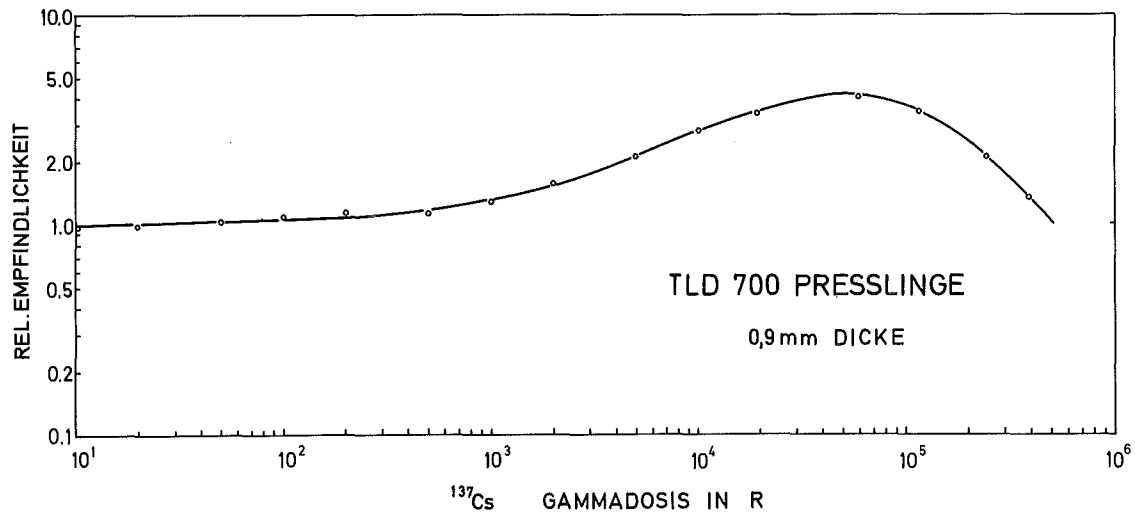
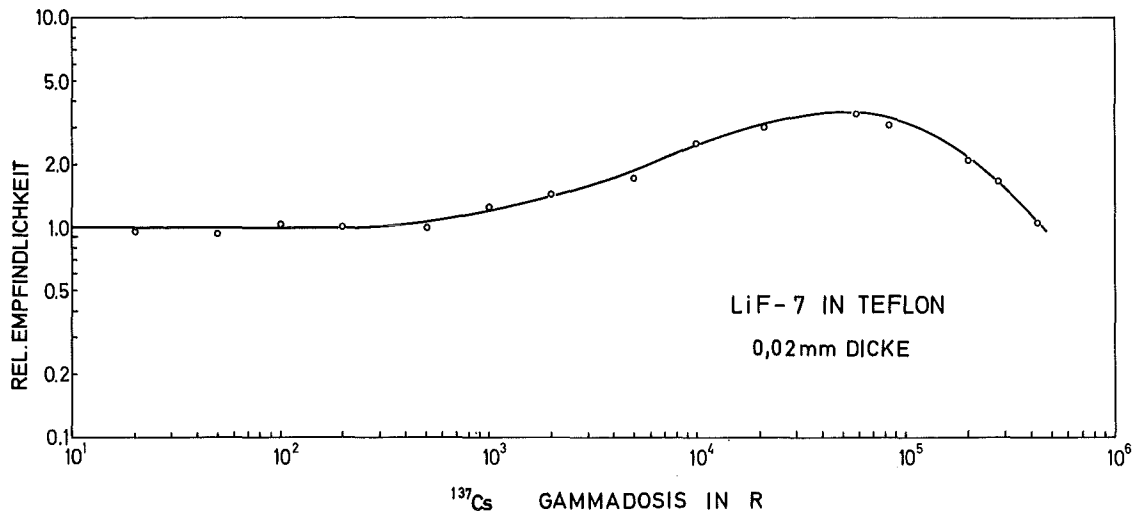


Abb. 4/8: Relative Dosisempfindlichkeit von LiF-Presslingen und Teflondosimetern

Die Änderung der Dosimeterempfindlichkeit ist in Abb. 4/7 und 4/8 wiedergegeben. Verschiedene LiF-Teflon-Dosimeter als auch Presslinge zeigen ein vergleichbares Verhalten oberhalb 100 R mit einem Maximum bei etwa $4 \cdot 10^4$ R. Im Maximum ist die Empfindlichkeit pro Röntgen bis zu einem Faktor 3,4 bzw. 4,1 höher verglichen mit der Empfindlichkeit bei 10 R. Der Abfall der Dosimeterempfindlichkeit oberhalb $3 \cdot 10^5$ R ist auf verschiedene Eigenschaften des Festkörpers u.a. auch auf optische Absorption und auf permanente Schäden im Material zurückzuführen. Bei 0,4 mm dicken LiF-Teflon-Dosimetern zeigte Charge 1 und Charge 2 (vergl. Abb. 4/7) ein völlig unterschiedliches Verhalten. Nach Aussagen des Herstellers handelt es sich hierbei um Dosimeterchargen mit gleicher Zusammensetzung und Vorbehandlung, die jedoch zu verschiedenen Zeiten ausgeliefert wurden. Das Beispiel zeigt, wie wichtig die Überprüfung der Dosimetercharakteristik von neu gelieferten Dosimeterchargen ist.

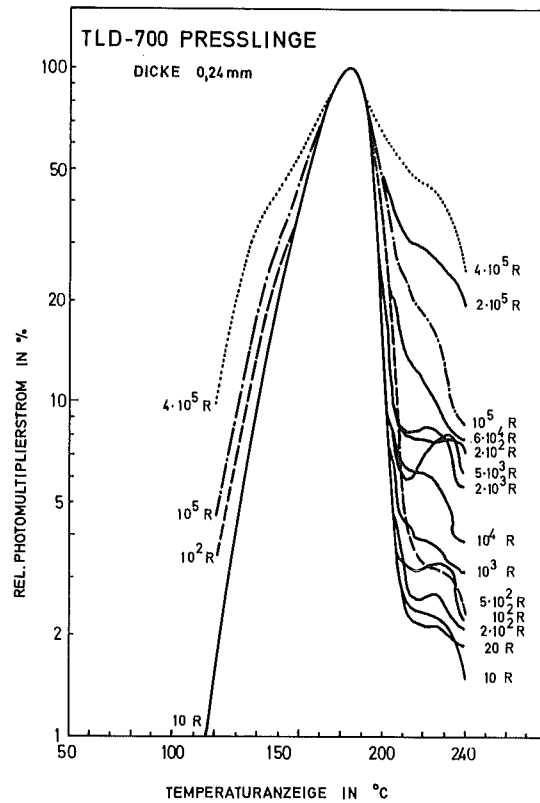


Abb. 4/9: Normierte Glowkurven nach einer Hochdosis-Gammabestrahlung

Das supralineare Verhalten ist auf eine zusätzliche Besetzung von energiereichen Haftstellen zurückzuführen, was sich im Auftreten zusätzlicher Hochtemperaturpeaks äußert. Abb. 4/9 zeigt normierte Glowpeaks von TLD-700 nach Bestrahlung im Dosisbereich 10 R bis $4 \cdot 10^5$ R. Schon bei Erhitzen auf eine maximale Temperatur von 240°C werden zusätzlich zum Hauptpeak vor allem Hochtemperaturpeaks beobachtet. Zusätzliche Untersuchungen ergaben eine Änderung des Glowpeakverhältnisses bei $280^\circ/210^\circ$ von 0,04 (bei 10 R), 0,1 (bei 10^3 R), 0,5 (bei $2 \cdot 10^5$ R) und 1 (bei 10^6 R).

4.1.5 Zweitauswertung von LiF-Dosimetern nach Hochdosisbestrahlung

B. Burghardt, E. Piesch, S. Kabadjova

Es wurden die Möglichkeiten untersucht, LiF-Dosimeter nach einer Hochdosisbestrahlung unmittelbar nach der Auswertung ein zweitesmal auszuwerten. Die Zweitauswertung erfolgte hierbei unter denselben Bedingungen wie die Erstausswertung, nämlich mit einer Wärmebehandlung $100^\circ\text{C}/10$ min vor der Auswertung bei einer maximalen Temperatur von 240°C . Die Dosimeteranzeige nach der ersten und zweiten Auswertung ist in Abb. 4/10 in Abhängigkeit von der Dosis dargestellt. Im Vergleich zu LiF-Presslingen zeigen Teflondosimeter bei der Zweitauswertung im Dosisbereich 10 bis 10^2 R keine Zunahme der Dosimeteranzeige. Die Zweitauswertung kann bei LiF-Teflondosimetern daher nicht zur Dosisbestimmung in diesem Bereich herangezogen werden. Bei LiF-Presslingen wird hingegen eine höhere Supralinearität beobachtet.

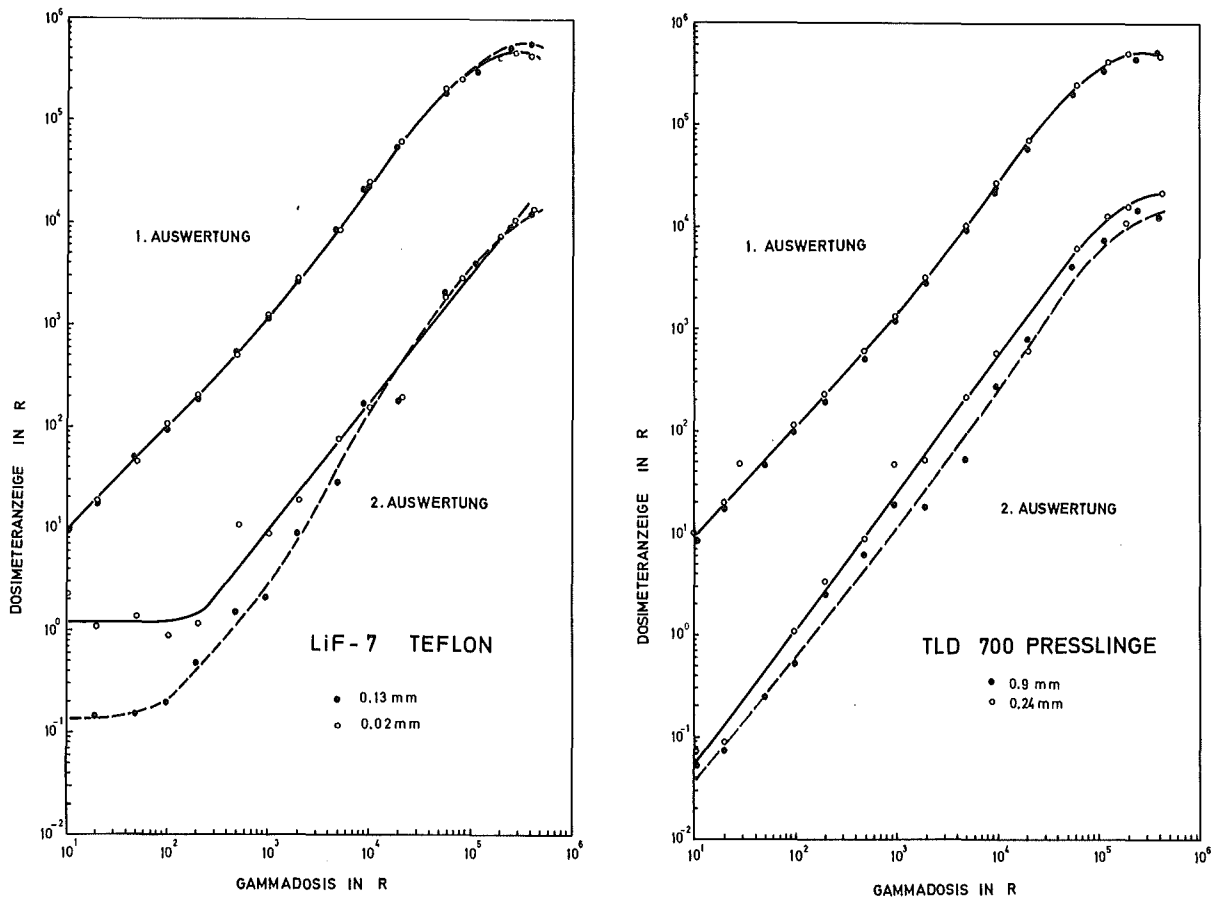


Abb. 4/10: Dosimeteranzeige nach der ersten und zweiten Auswertung von LiF-Presslingen und Teflondosimetern

Die Auswertung der Glowkurven als Funktion der γ -Dosis in Abb. 4/11 zeigt, daß bei der Zweitauswertung des Teflondosimeters ein zusätzlicher Niedertemperaturpeak bei 150^o C auftritt, während die Erstauswertung nur einen Glowpeak bei 180^o C zeigt. Der zusätzliche Peak tritt schon bei kleinen Gammadosen auf und führt dazu, daß vorbestrahlte Dosimeter bei etwaiger Wiederverwendung eine Restdosis von 100 mR bis 1 R zeigen. Die Bildung des Niedertemperaturpeaks ist wahrscheinlich auf ein schnelleres Abkühlen der LiF-Teflondosimeter nach der Erstauswertung im Meßgerät zurückzuführen. Hierbei werden die Besetzung hochenergetischer Haftstellen, die beim Ausheizen auf 240^o nicht abgefragt werden, nach niederenergetischen Haftstellen verlagert, dort eingefroren und bei der Zweitausmessung abgefragt. Demgegenüber zeigen LiF-Presslinge erst bei relativ hohen Dosen oberhalb 500 R einen zusätzlichen Peak.

Bei der Zweitauswertung muß man mit einer höheren Supralinearität rechnen. Abb. 4/12 zeigt zum Vergleich die Empfindlichkeit von LiF-Presslingen als Funktion der Dosis. Für die Zweitauswertung der Dosimeter ist die Empfindlichkeit pro Röntgen im Maximum um einen Faktor 20 höher verglichen mit der Empfindlichkeit bei 10 R (Faktor 4,3 bei Erstauswertung). Im Vergleich zur Erstauswertung wird bei der Zweitmessung eine ungünstigere Reproduzierbarkeit gefunden.

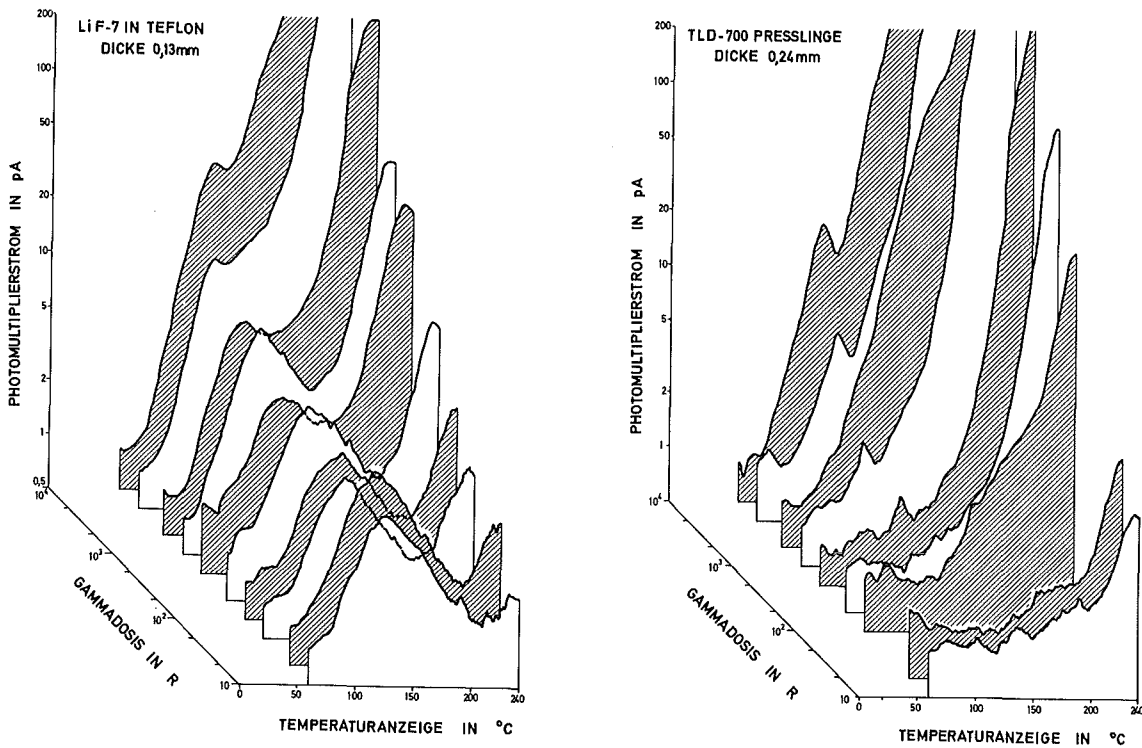


Abb. 4/11: Glowkurven der Zweitauswertung von LiF-Presslingen und Teflondosimetern nach einer Gamma-Hochdosisbestrahlung

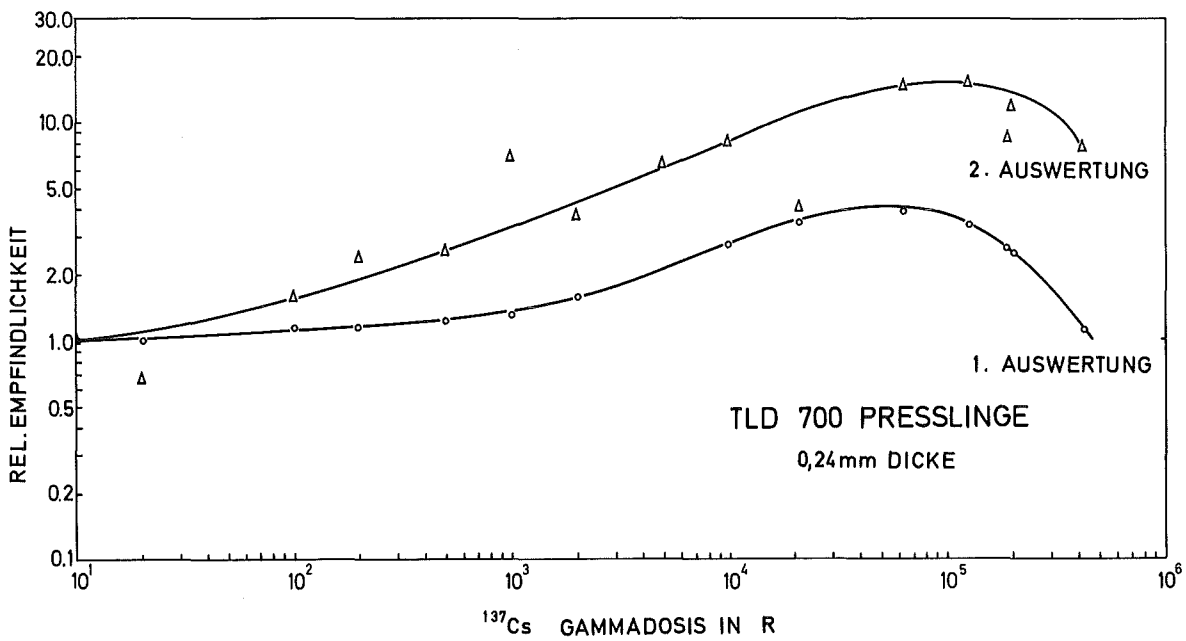


Abb. 4/12: Vergleich der relativen Dosisempfindlichkeit von TLD-700 nach einer Hochdosisbestrahlung für die erste und zweite Auswertung

4.1.6 Kalibrierung von Stabdosisimetern zur Personenüberwachung an Röntgenanlagen

B. Burghardt, E. Piesch

Für eine Personenüberwachung an Röntgenanlagen werden verschiedene selbstablesbare Stabdosisimeter angeboten, deren Anzeige vergleichbar mit LiF ist und die auch unterhalb 30 keV energieunabhängig und bis etwa 15 keV ausreichend empfindlich sind (siehe Abb. 4/13). Da diese Stabdosisimeter bevorzugt zur Personenüberwachung an Röntgenanlagen eingesetzt werden, wird eine Kalibrierung mit einer Bezugsenergie von 30 keV angestrebt, wie dies auch in den Anforderungen der PTB für den Nennbereich der Energie von 10 bis 60 keV mit einem zulässigen Fehler von + 20 % und - 40 % vorgesehen ist. Bedingt durch die unterschiedliche Bauart des Dosimeters ist es offensichtlich, daß es unter anderem auch von der Wahl der Bezugsenergie abhängt, die 660 keV, 150 keV und 30 keV betragen kann, in welchem Maße ein bestimmter Dosimetertyp für einen Energiebereich optimal energieunabhängig ist. Eine Kalibrierung bei 30 keV kann andererseits dazu führen, daß die Anzeige von Stabdosisimetern für energiearme Röntgenstrahlung ausreichend empfindlich, für γ -Strahlung jedoch überempfindlich wird. Außerdem muß berücksichtigt werden, daß die von der PTB geforderte Abweichung von der Sollanzeige $\pm 15\%$ betragen kann. Dieser Betrag bezieht sich auf die Bezugsenergie, bei anderen Energien kann sich zusätzlich der Meßfehler der Energieabhängigkeit addieren.

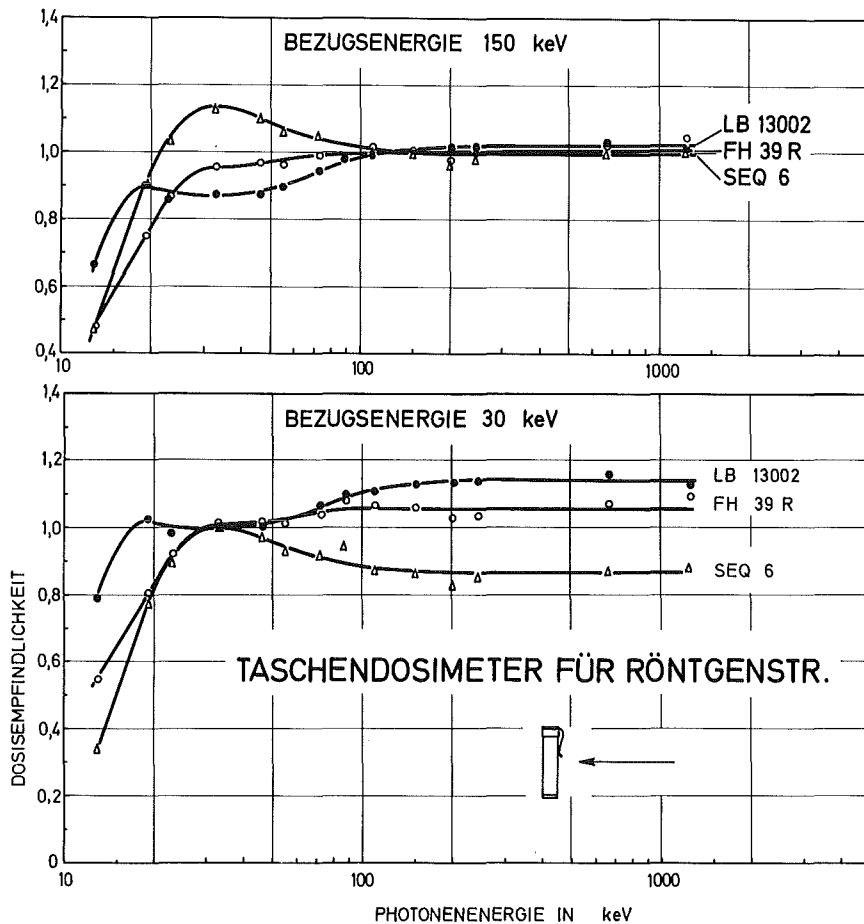


Abb. 4/13: Energieabhängigkeit von Stabdosisimetern

4.1.7 Anwendung von Zelluloseazetat zur Megaraddosimetrie

H.O. Mohamed

Zur Megaraddosimetrie wurde bisher die Verfärbung von Kunststoffolien bzw. das strahleninduzierte Bleichen gefärbter Materialien insbesondere von rotem und farblosem Perspex verwendet. Diese Folien haben einen relativ kleinen Dosisbereich von ca. 1 - 10 Mrad und ein temperaturabhängiges und UV-Licht abhängiges Fading. Unter Berücksichtigung der speziellen Bedingungen bei Hochdosisbestrahlungen zur Sterilisation wurden daher die dosimetrischen Eigenschaften anderer Materialien zur Megaraddosimetrie untersucht. Die Untersuchungen wurden vor allem mit Zelluloseazetatfolien von 0,2 mm Dicke und unterschiedlicher Farbe (Herstellfirma Lonza-Werke GmbH, Weil (Rhein)) nach Bestrahlung mit ^{60}Co -Gammastrahlung und 10 MeV Elektronen durchgeführt. Zur Messung wurde hierbei die durch Bestrahlung verursachte Veränderung der Folienfarbe im sichtbaren Wellenlängenbereich herangezogen. Mittels eines Zeiss-Spektralphotometers wurde vor allem die Änderung der optischen Dichte (Absorption) sowie die Änderung der optischen Durchlässigkeit (Transmission) bestimmt. In Abb. 4/14 ist die Änderung der entsprechenden Meßgröße in Abhängigkeit von der Energiedosis wiedergegeben. Die Messungen wurden hierbei mit monochromatischem Licht unterschiedlicher Wellenlänge durchgeführt. Die Änderung der optischen Dichte kann zur Dosismessung im Dosisbereich von ca. 1 Mrad bis 30 Mrad, die Änderung der optischen Durchlässigkeit kann insbesondere mit gelben und roten Zelluloseazetatfolien zur Dosismessung bis 80 Mrad herangezogen werden. Vorteil der Messung ist die relativ zu anderen Detektoren günstige Reproduzierbarkeit, der größere Meßbereich sowie ein geringeres Fading bis zu Lagerungszeiten von 1 Monat.

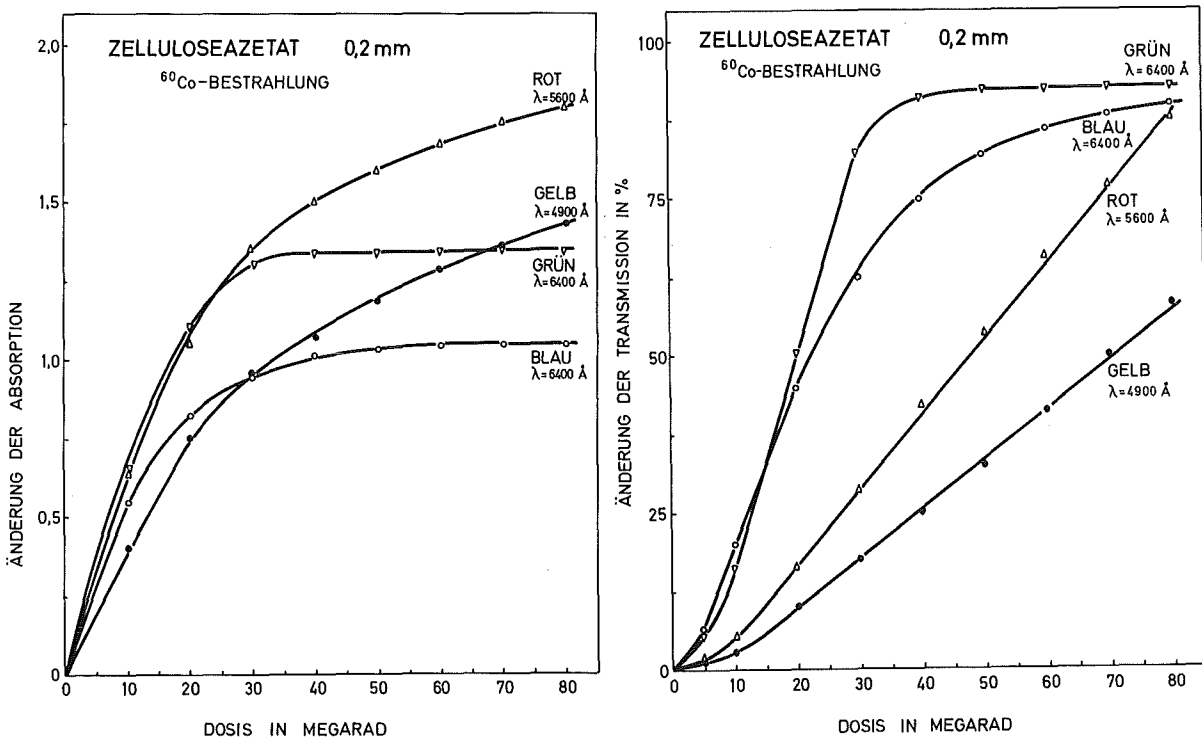


Abb. 4/14; Änderung der optischen Eigenschaften von Zelluloseazetatfolien nach einer Hochdosisbestrahlung

4.1.8 TSEE-Sandwich-Dosimeter als materialäquivalente Meßsonden

H. Doerfel

Nach Einwirkung von ionisierender Strahlung emittieren bestimmte Halbleiter bei thermischer Stimulierung niederenergetische Elektronen (Exoelektronen). Da es sich bei der thermisch stimulierten Exoelektronenemission (TSEE) um einen Oberflächeneffekt handelt, kann man das Energieabsorptionsverhalten von TSEE-Dosimetern modifizieren, wenn man die Oberfläche während der Bestrahlung mit einem Fremdmaterial abdeckt. Im Rahmen einer Dissertation wurde unter anderem untersucht, inwieweit man mit solchen TSEE-Sandwich-Dosimetern das Energieabsorptionsverhalten von bestimmten interessierenden Materialien, wie zum Beispiel Muskel- und Knochengewebe, annähern kann. Zu diesem Zweck wurde ein halbempirisches Modell zur Berechnung der Energiedosis in der Oberflächenschicht von TSEE-Dosimetern entwickelt und experimentell auf seine Allgemeingültigkeit hin untersucht.

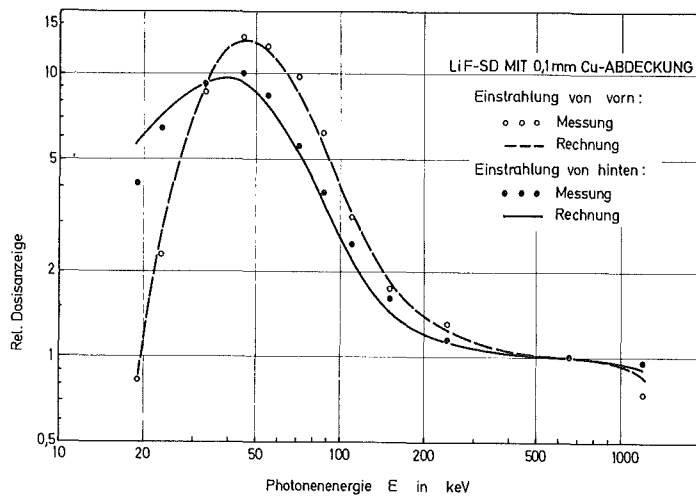
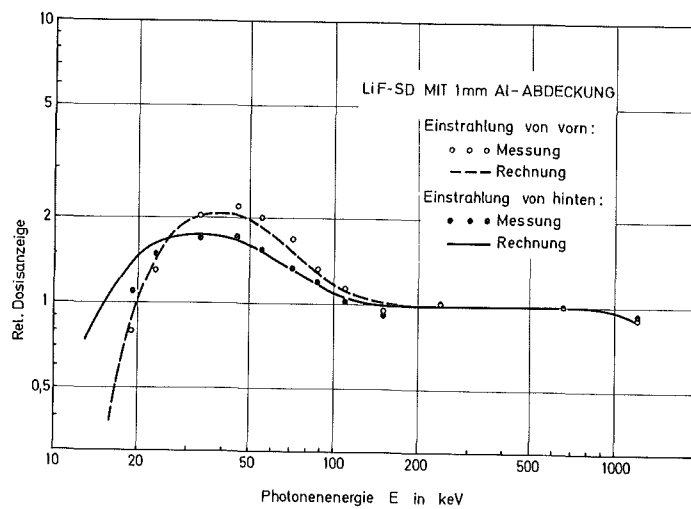


Abb. 4/15: Energieabhängigkeit der relativen Dosisanzeige des LiF-Sandwich-Dosimeters mit Al- bzw. Cu-Abdeckung

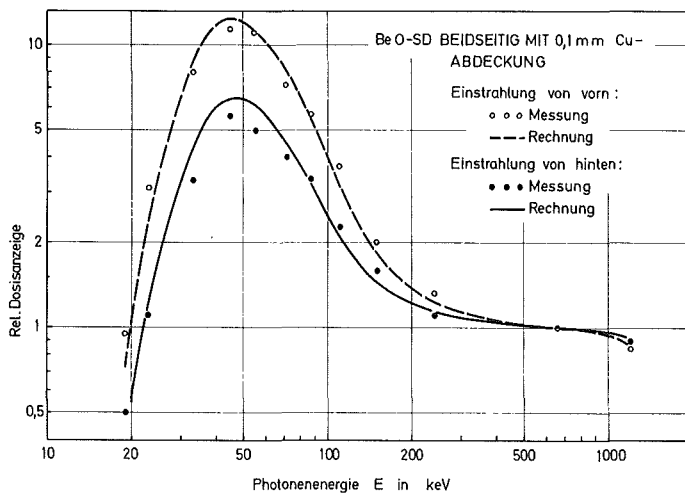


Abb. 4/16: Energieabhängigkeit der relativen Dosisanzeige des BeO-Sandwich-Dosimeters mit Cu-Abdeckung

Die Abbn. 4/15 und 4/16 zeigen als Beispiel die mit hartgefilterter Röntgenstrahlung sowie mit ^{137}Cs - und ^{60}Co - γ -Strahlung gemessene Energieabhängigkeit der relativen Dosisanzeige von LiF- und BeO-Sandwich-Dosimetern, die ein- bzw. beidseitig mit Al oder Cu abgedeckt sind. Zum Vergleich ist in diesen Abbildungen auch die bei Zugrundelegung der jeweiligen Materialdicken und Massenenergieabsorptionskoeffizienten berechnete Energieabhängigkeit der relativen Dosisanzeige dargestellt. In allen untersuchten Fällen zeigt sich eine gute Übereinstimmung zwischen Rechnung und Messung. Es ist anzunehmen, daß das Rechenmodell auch auf andere TSEE-Sandwich-Dosimeter mit vergleichbarer Geometrie anwendbar ist, sofern sich die Massenenergieabsorptionskoeffizienten der verwendeten Materialien nicht um mehr als zwei Größenordnungen voneinander unterscheiden. Das Rechenmodell gestattet es also, die für eine gewünschte Materialäquivalenz am besten geeignete Kombination von Dosimeter- und Abdeckmaterial gezielt auszuwählen. Bedingt durch die anisotrope Richtungsverteilung der Sekundärelektronen zeigen die TSEE-Sandwich-Dosimeter eine ausgeprägte Richtungsabhängigkeit (siehe Abb. 4/17). Die Richtungsabhängigkeit kann jedoch bei gleichzeitiger Bestrahlung von zwei Dosimetern, deren TSEE-Schichten entgegengesetzt orientiert sind, kompensiert werden. Solche TSEE-Dosimeterpaare können zur materialäquivalenten Energiedosisbestimmung in beliebigen Photonenfeldern mit Energien zwischen 19 und 1250 keV eingesetzt werden.

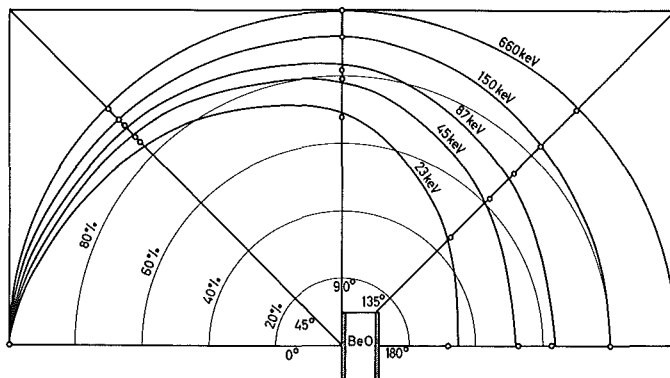


Abb. 4/17: Richtungsabhängigkeit der relativen Dosisanzeige des BeO-Sandwich-Dosimeters mit beidseitiger Cu-Abdeckung für verschiedene Photonenergien

4.1.9 Dosimeterkalibrierung bei 9 MeV Gammastrahlung

B. Burghardt, A. Schmitt

Die Abteilung Strahlenschutz und Sicherheit - Geräte und Methoden - beteiligte sich an Vergleichsmessungen, die von der Direktion Gesundheitsschutz der Europäischen Gemeinschaften beim Commissariat à l'Energie Atomique (CEA) in Fontenay-aux-Roses durchgeführt worden waren. Den Teilnehmern war die Möglichkeit gegeben, Dosimeter und Dosisleistungsmeßgeräte am dortigen TRITON-Reaktor mit 9 MeV Gammastrahlen zu kalibrieren.

Geräte	Detektor	Rel. Empfindlichkeit in %
Dosisleistungsmeßgeräte		
BERTHOLD LB 1310	Ionisationskammer	38 60 (mit 4 mm Plexiglas)
JORDAN AGB-10 KG-SR	Hochdruck-Ionisa- tionskammer	62
TOTAL Teletektor	GM-Zählrohr	147
GRAETZ X-50	GM-Zählrohr	190
Stabdosisimeter		
FRIESEKE FH 39 E FH 39 U FH 39 R	Ionisationskammer	57 57 52
LA PHYSIOTECHNIE PHY-SEQ 6		58
BERTHOLD LB 14862		74

Tab. 4/1: Relative Empfindlichkeit von Dosimetern gegenüber
9 MeV Gammastrahlung

Die Tabelle 4/1 zeigt die gemessene relative Empfindlichkeit bei 9 MeV Gammastrahlung bezogen auf die Kalibrierung an einer ^{137}Cs -Quelle. Aus den Ergebnissen geht deutlich hervor, daß die Geräte mit Ionisationskammern bei 9 MeV eine zu niedrige Anzeige liefern, was wegen des fehlenden Elektronengleichgewichtes zu erwarten war. Die zu hohe Empfindlichkeit der GM-Zählrohre dagegen erklärt sich hauptsächlich durch die mit zunehmender Energie ansteigende Gammaabsorption durch Paarbildung in der Zählrohrwand.

4.2 Neutronendosimetrie

4.2.1 Schwächung und Build-up von ^{252}Cf -Neutronen im Gewebe

E. Piesch, A.M. Sayed

Die zunehmende Anwendung von ^{252}Cf -Nadelquellen für radiobiologische Untersuchungen sowie die Anwendung in der medizinischen Therapie erfordert genaue Angaben über das Build-up und die Schwächung der Neutronenstrahlung im Gewebe insbesondere in Gewebetiefen in unmittelbarer Nähe von der Quelle. Eine Zusammenstellung der bisher publizierten Ergebnisse zeigte, daß die Angaben über die von verschiedenen Autoren im Phantom gemessene Energiedosis im Gewebe bis zu 40 % untereinander abweichen und eine ausreichende Übereinstimmung mit Berechnungen nur in bestimmten Gewebetiefen gefunden wurde. Zur Neutronenmessung wurden hierbei Ionisationskammern, Proportionalzähler, Siliziumdioden und Kernspurdetektoren von 0,3 - 10 mm Ausdehnung eingesetzt, welche bei der Messung der Neutronendosis eine Meßgenauigkeit von etwa 5 - 10 % zeigen. Monte Carlo-Berechnungen der Energiedosis im Gewebe beziehen sich wiederum auf kugel- bzw. zylindersymmetrische Gewebeschnitte, die in Abstandsintervallen von 0,5 und 1 cm um die Quelle gelegt werden.

Die Messung von Rückstoßkernen in 0,3 mm dicken annähernd gewebeäquivalenten Kernspurdetektoren ermöglicht erstmals die Messung der Tiefendosis als Funktion der Gewebetiefe bis zu Abständen von 0,1 cm von der Quelle. Aufgrund dieser Messungen war es möglich, eine genaue Analyse der räumlichen Verteilung der Energiedosis in einem gewebeäquivalenten Phantom durchzuführen [45,56].

Im ungestörten Strahlenfeld wird die Kerma in Freiluft - insbesondere in größeren Abständen von der Neutronenquelle - im wesentlichen durch ein quadratisches Abstandsgesetz bestimmt. Das Modell zur Beschreibung der Tiefendosisverteilung im Gewebe berücksichtigt neben der quadratischen Abnahme des Neutronenflusses die Absorption und die Streuung der Neutronen im Phantom. Die Absorption wird durch einen exponentiellen Schwächungsterm dargestellt, während die Streuung durch den Build-up-Faktor $B(x)$ ausgedrückt wird, wobei x die Gewebetiefe ist. Befindet sich die Neutronenquelle im Abstand c von der Oberfläche des Phantoms, dann gilt für die Energiedosis $D(x)$ in der Gewebetiefe x :

$$D(x) = D_0 \cdot B(x) \cdot (x+c)^{-2} \cdot e^{-bx}$$

Dabei ist D_0 die Energiedosis an der Oberfläche des Phantoms. Mit Hilfe dieser Gleichung und des Fluenz-Kerma-Umrechnungsfaktors von ^{252}Cf ($2,0 \text{ rad} \cdot \text{cm}^2 \cdot \mu\text{g}^{-1} \cdot \text{h}^{-1}$) kann man aus der Energiedosis $D(x)$ die Relaxationslänge $1/b$ und den Build-up-Faktor $B(x)$ bestimmen. Die Bestimmung dieser beiden Größen erfolgte für drei verschiedene Bestrahlungsgeometrien, nämlich für eine ^{252}Cf -Nadelquelle im Zentrum eines gewebeäquivalenten Phantoms, für eine Quelle an der Oberfläche des Phantoms und für parallel einfallende Neutronen. Die gefundene Relaxationslänge von $1/b = 8,25 \text{ cm}$ stimmt gut überein mit dem Meßwert $8,22 \text{ cm}$ von Cross und Sheppard. Die Abb. 4/18 zeigt die experimentell gefundenen Build-up-Faktoren für die ^{252}Cf -Nadelquelle und die ^{252}Cf -Punktquelle in Phantommitte. Bei einer Nadelquelle ist demnach kein Build-up zu beobachten, während sich für eine ideale Punktquelle ein Build-up-Faktor von 1,25 in Gewebetiefen von 1-4 cm zeigt. Dieser Wert steht in guter Übereinstimmung zu Berechnungen von Jones und Auxier für eine Punktquelle, wenn man bei kleinen Gewebetiefen berücksichtigt, daß bei der Berechnung relativ große Gewebeelemente zugrunde gelegt wurden (vgl. Abb. 4/19).

Abb. 4/20 zeigt den experimentell gefundenen Build-up-Faktor als Funktion der Gewebetiefe für die verschiedenen Bestrahlungsgeometrien. Mit der ^{252}Cf -Quelle an der Oberfläche des Phantoms wird ein maximaler Build-up-Faktor von 1,8 in 10 cm Gewebetiefe gefunden gegenüber 1,4 für paralleleinfallende Neutronen und 1,25 für eine ^{252}Cf -Punktquelle in Phantommitte. Abb. 4/21 zeigt relativ gute Übereinstimmung zwischen gemessenen und berechneten Build-up-Faktoren. Die berechneten Werte $B(x)$ ergeben sich hierbei aus entsprechenden Tiefendosisverteilungen, die von Jones und Auxier für parallel einfallende Neutronen, für ein kollimiertes Neutronenbündel und für eine Flächenquelle an der Phantomboberfläche bestimmt wurden. Auch die Berechnungen lassen einen maximalen Build-up-Faktor von 1,8 und 1,4 erwarten. Nichtübereinstimmung von Messung und Berechnung erhält man für die Oberflächenquelle in Gewebetiefen oberhalb 16 cm. Für die berechnete Tiefendo-

sisverteilung bei parallel einfallende Neutronen ergab sich eine Relaxationslänge von $1/b = 7,9$ cm. Die gute Übereinstimmung der Kernspurdetektoregebnisse mit denen von Ionisationskammern sowie mit berechneten Dosisverteilungen zeigten, daß theoretisch zu erwartende Änderungen des Spaltneutronenspektrums in größeren Gewebetiefen die Anzeige von Kernspurdetektoren nicht merklich beeinflussen und damit Neutronenflußmessungen im Gewebe direkt zur Dosisbestimmung herangezogen werden können.

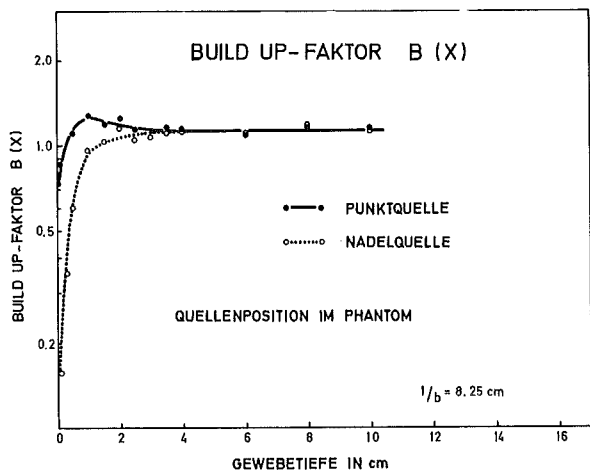


Abb. 4/18: Build up-Faktor für eine ^{252}Cf -Nadelquelle und Punktquelle in Phantommitte

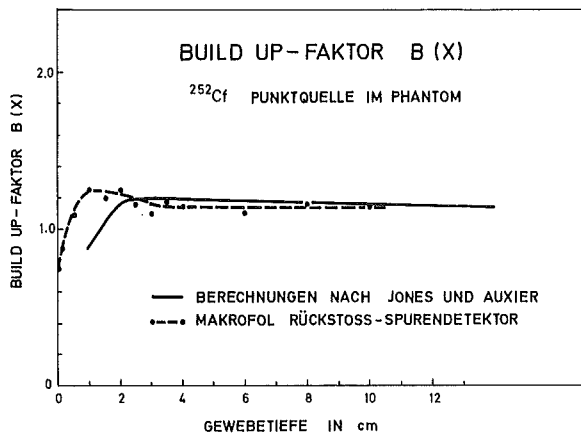


Abb. 4/19: Gemessene und berechnete Build up-Faktoren für eine ^{252}Cf -Punktquelle

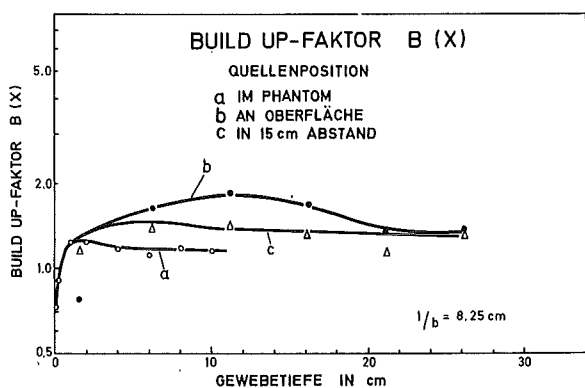


Abb. 4/20: Experimentell gefundene Build up-Faktoren für verschiedene Bestrahlungsgeometrien

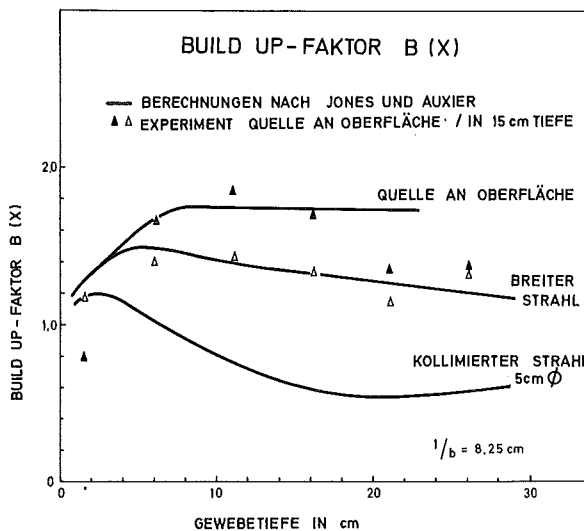


Abb. 4/21: Vergleich der gemessenen und berechneten Build up-Faktoren für verschiedene Bestrahlungsgeometrien

4.2.2 Automatische Auszählung von Rückstoßkernen in Polykarbonatfolien mittels Funkenzähler

J. Jasiak, E. Piesch

Im Gegensatz zu Spaltfragmenten konnten neutroneninduzierte Kohlenstoff- und Sauerstoff-Rückstoßkerne in Polymeren nach längerer Meßzeit zwar im Mikroskop nachgewiesen jedoch nicht im Funkenzähler nach Cross und Tommasino mit ausreichender Reproduzierbarkeit automatisch ausgezählt werden. Bei neueren Arbeiten in Oak Ridge (Becker u. Abd-el Razeq, 1975) wurde zur Verbesserung der Reproduzierbarkeit die Zählcharakteristik, d.h. die Anzahl der Entladungen im Funkenzähler in Abhängigkeit von der jeweiligen Zählspannung, wiederholt aufgenommen. Eigene Untersuchungen mit Makrofol [18] bestätigten jedoch nicht die Ergebnisse, die im ORNL mit Zellulosenitrat als Detektormaterial gefunden wurden. Beiden Experimenten gemeinsam war jedoch die annähernd gleiche Nullanzeige von unbestrahlten Folien, deren Zählplateau nach der ersten, zweiten und dritten Auszählung im Funkenzähler für Makrofol-Polykarbonatfolien in Abb. 4/22 wiedergegeben sind. Bestrahlte Makrofol-Folien (siehe Abb. 4/23) zeigen zwar nach zweimaligem Auszählen im Funkenzähler ein relativ gut ausgebildetes Zählplateau, die Empfindlichkeit ist jedoch wegen der relativ hohen Nullzählrate nicht besser als bei optischer Auszählung im Mikroskop.

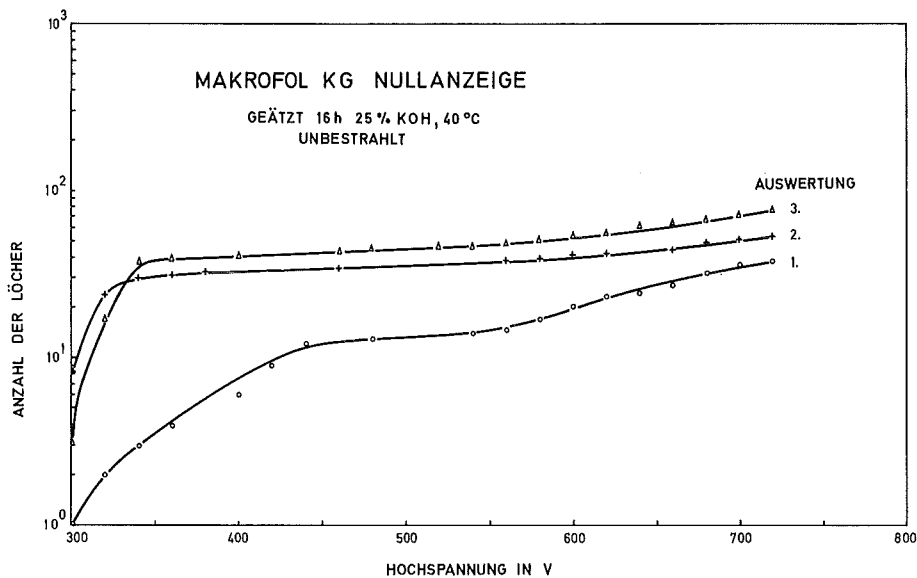


Abb. 4/22: Nullanzeige von unbestrahlten Makrofolfolien für die erste, zweite und dritte Auswertung

Untersuchungen der Reproduzierbarkeit führten zunächst zu unbefriedigenden Ergebnissen (siehe Abb. 4/24). Auch nach dreifacher Auszählung jeder Einzelfolie beträgt die Streuung der auf die gleiche Dosis bestrahlten Folien mehr als Faktor 7. Offensichtlich ist die große Streuung der Meßwerte von verschiedenen Folien u.a. auf Unterschiede in der Foliendicke zurückzuführen. Es wurde daher nach einer Möglichkeit gesucht, den Einfluß der Foliendicke meßtechnisch zu erfassen.

Es zeigte sich, daß hierzu die experimentell bestimmbare Durchschlagsspannung als Parameter herangezogen werden kann. Es handelt sich hierbei um diejenige Hochspannung, bei der die Zählrate bei der dritten Auszählung infolge elektrischen Durchschlags bzw. von Vielfachdurchschlägen an ungeschädigten Stellen nach einem relativ konstanten Wert bei kleineren Hochspannungen wieder ansteigt.

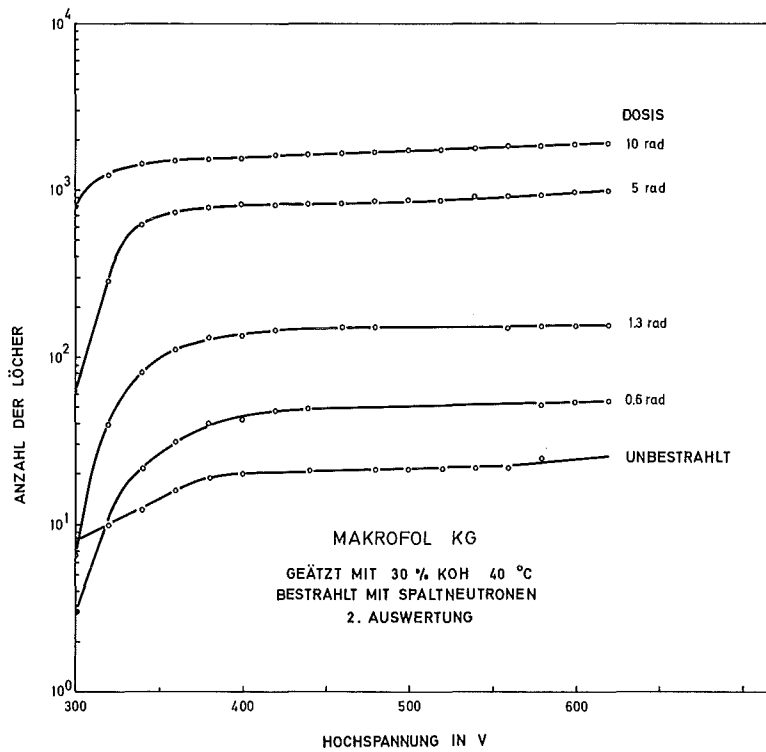


Abb. 4/23: Anzahl der Löcher in Makrofolfolien für die zweite Auswertung nach Bestrahlungen

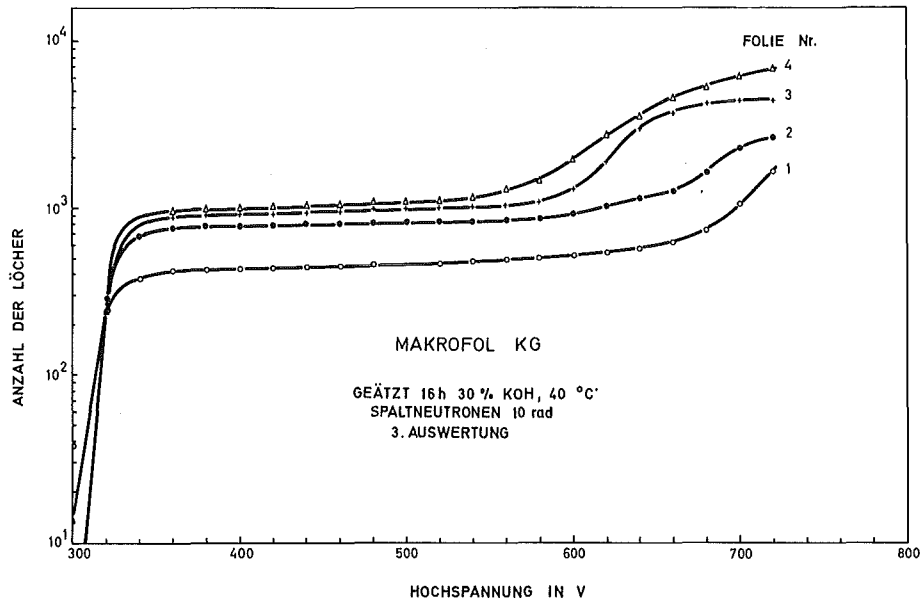


Abb. 4/24: Zählplateaus von vier Makrofolfolien zur Bestimmung der Durchschlagspannung

Mit der Durchschlagsspannung als Parameter ist eine Korrektur der Folienempfindlichkeit möglich. Die Richtigkeit dieser Annahme bestätigte sich auch bei Bestrahlung mit unterschiedlichen Neutronenenergien. Unter Berücksichtigung einer Energieschwelle von 2 MeV für die automatische Auszählung werden für ^{252}Cf -Spaltneutronen bzw. Am-Be-Neutronen unterschiedliche Nachweisempfindlichkeiten erwartet. Abb. 4/25 zeigt, daß die Zahl der Entladungen im Funkenzähler bei 460 Volt nach Bestrahlung auf dieselbe Dosis eine Funktion der aus dem Plateau ermittelten Durchschlagsspannung ist und die Durchschlagsspannung damit zur Korrektur der individuellen Folienempfindlichkeit und Energieabhängigkeit herangezogen werden kann. Der Einfluß einer Änderung in der Foliendicke, den Ätzbedingungen sowie Einflüsse der Energieabhängigkeit der Folienempfindlichkeit bzw. des Ätzgrubendurchmessers führten zu einer Änderung der Nachweisempfindlichkeit bis zu einem Faktor 7. Die hier beschriebene Methode zur Korrektur führt zu einer Reproduzierbarkeit der Neutronenfluenzmessung von $\pm 20\%$. Wegen der relativ hohen Nullanzeige unbestrahlter Folien ist die praktische Anwendbarkeit innerhalb einer Routineüberwachung vor allem wegen der daraus resultierenden unteren Nachweisgrenze gering.

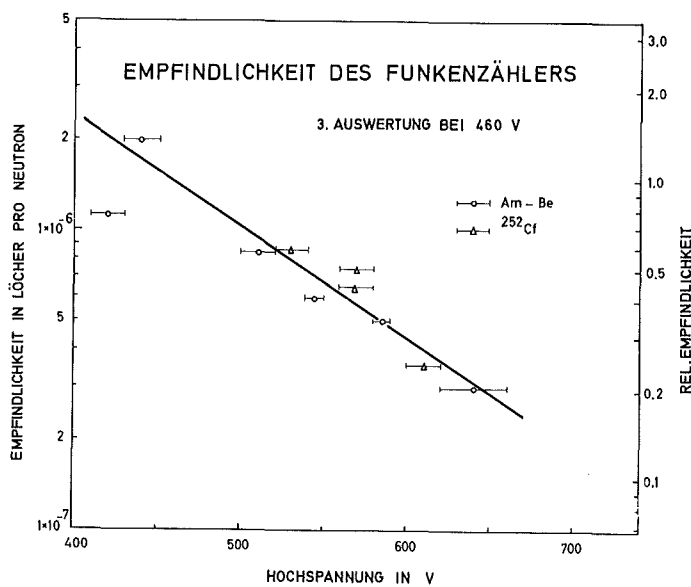


Abb. 4/25: Die Empfindlichkeit von Makrofolien für die dritte Auswertung bei 460 V in Abhängigkeit von der Durchschlagsspannung

4.2.3 Neuere Meßmethoden zur Neutronenpersonenüberwachung

E. Piesch

Der Neutronennachweis über Rückstoßprotonen im NTA-Film ist seit mehr als 15 Jahren die weitaus aufwendigste und unerfreulichste Methode der Personenüberwachung [17,47]. Ganz abgesehen von den ungünstigen Fadingeigenschaften, der γ -Empfindlichkeit und der Energieabhängigkeit des Kernspurfilmes wurden hierbei in den meisten Überwachungsfällen niemals Meßergebnisse erhalten. Die Entwicklungen der letzten Jahre konzentrierten sich daher auf eine Anwendung automatischer Zählmethoden zum Nachweis von Rückstoßkernen in nichtphotographischen Kernspurdetektoren sowie auf die Entwicklung und die Erprobung von Albedo-Neutronendosimetern mit dem Ziel, den NTA-Film in der Routineüberwachung zu ersetzen.

Untersuchungen des Fadingverhaltens von Kernspurdetektoren zeigen die Überlegenheit von Polykarbonatfolien gegenüber den anderen Detektoren. Bei einer automatischen Auszählung von Rückstoßkernen im Funkenzähler zeigt demgegenüber Makrofol eine ungünstigere Reproduzierbarkeit im Vergleich zu Zellulosenitrat. Der Nachweis von Rückstoßkernen im Makrofol ist in letzter Zeit dadurch möglich geworden, daß die Zählcharakteri-

stik, d.h. die Anzahl der Entladungen in Abhängigkeit von der jeweiligen Zählspannung, wiederholt aufgenommen wird. Reproduzierbarkeit konnte man dadurch erzielen, daß aus der Zählcharakteristik eine Durchschlagsspannung ermittelt und dieser Parameter zur Bestimmung der Nachweisempfindlichkeit für den jeweiligen Foliendetektor herangezogen wurde.

Eine Analyse der Nachweisverhältnisse (siehe Tab. 4/2) bei optischer bzw. automatischer Auszählung von Rückstoßkernen zeigt interessanterweise keine praktische Anwendungsmöglichkeit für eine automatische Auszählung im Funkenzähler vor allem wegen der geringen Nachweiswahrscheinlichkeit, die weniger als 1/10 der optischen Auswertung beträgt. Die Auszählung von Rückstoßkernen mit einem elektrochemischen Ätzverfahren nach der Methode von Tommasino und Sorabi, 1975, bietet nach neuesten Ergebnissen, abgesehen von der Energieschwelle >2 MeV, bessere Nachweisverhältnisse.

	NACHWEIS VON RÜCKSTOßKERNEN ¹⁾	
	OPTISCH	AUTOMATISCH
ENERGIESCHWELLE	> 1 MeV	> 2 MeV
NACHWEISWAHRSCHEINLICHKEIT (Spuren/Neutron)	$15 \cdot 10^{-6}$	$(0,3-2,0) \cdot 10^{-6}$
NULLEFFEKT (Spuren/cm ²)	660	150
UNTERE NACHWEISGRENZE ²⁾ (rem)	1,5	2,6 - 17

1) Für Am-Be NEUTRONEN, Auszählung im Mikroskop bzw. Funkenzähler

2) Bei Verdoppelung der Nulleffektzählrate

Tab. 4/2: Neutronenmessung über Rückstoßkerne in Polykarbonatfolien

Größere Bedeutung innerhalb der Personenüberwachung wird in Zukunft ein Albedo-Neutronendosimeter haben, welches im Vergleich zu konventionellen Neutronendetektoren die vom Körper rückgestreuten thermischen Neutronen nachweist. Im Vergleich zum Einfachalbedodosimeter, das nur mittelschnelle Neutronen unterhalb 10 keV mit ausreichender Empfindlichkeit nachweist, erhält man mit dem Karlsruher Albedodosimeter-System für die untersuchten Reaktorspektren im Energiebereich mittelschneller Neutronen eine Überempfindlichkeit bis zu einem Faktor 3. Mit zusätzlichen Dosimeterpaaren, die außerhalb und innerhalb der Borkapselung angeordnet sind, läßt sich diese vom Bestrahlungsort abhängige und durch Streuung und Moderierung bedingte Energieabhängigkeit korrigieren. Praktische Richtungsunabhängigkeit erzielt man durch einen Dosimetergürtel mit jeweils einem Dosimeter an der Vorder- und Rückseite.

In Tab. 4/3 sind die Eigenschaften neuerer Detektoren für eine Anwendung in der Routineüberwachung gegenübergestellt. Kernspurdetektoren werden für Sonderanwendungen z.B. als Neutronenfingerdosimeter in der Routineüberwachung oder als Schwellwertdetektor in der Unfalldosimetrie schon seit längerer Zeit eingesetzt. Der Kernspurspaltfragmentdetektor mit den günstigsten Eigenschaften ist ²³⁷Np; in 1 mg/cm² Schichtdicke ausreichend empfindlich, jedoch teuer und wegen Kontaminationsgefahr und einem Gammabackground nicht in jedem Fall als Personendosimeter zu empfehlen. Im Vergleich zum Albedodosimetersystem zeigt eine relativ aufwendige Kombination eines Einfach-Albedodosimeters und eines Kernspurdetektors, wie sie in Harwell z.Zt. angestrebt wird, eine Nachweislücke im Energiebereich zwischen 0,01 und 0,7 MeV und damit bei moderierten Neutronenspektren eine Unterbewertung bis zu einem Faktor 3.

DOSIMETERART	ENERGIEABHÄNGIGKEIT (NEUTRONENSPEKTRUM)	DOSISBEREICH	SONSTIGE EIGENSCHAFTEN
<u>KERNSPURDETEKTOR</u> *) ^{237}Np ROCKSTOßKERNE	> 0,7 MeV > 2 MeV	> 0,1 rem > 3 rem	γ -BACKGROUND, KONTAMINATION
<u>ALBEDODOSIMETER-</u> <u>SYSTEM</u>	n_{th} - 10 MeV OBERBEWERTUNG FAK- TOR 3 (KORRIGIERBAR)	> 0,01 rem	RICHTUNGSUNABHÄNGIGE TREN- NUNG n_{th} , n_m , γ -MESSUNG
<u>KOMBINATION</u> EINFACHALBEDO- DOSIMETER + ^{237}Np	n_{th} - 10 keV > 0,7 MeV UNTERBEWERTUNG FAK- TOR 3	> 0,01 bzw. > 0,1 rem	2 DOSIMETER, NACHWEISLOCKE IM INTERESSIERENDEN ENERGIE- BEREICH

*) bei automatischer Kernspurzählung

Tab. 4/3: Eigenschaften neuer Neutronendosimeter für Personenüberwachung

4.2.4 Das Karlsruher Albedo-Neutronendosimetersystem

E. Piesch, B. Burghardt

Zur gleichzeitigen Messung schneller, mittelschneller und thermischer Neutronen sowie zum getrennten Nachweis von γ -Strahlung wurde im KFZK ein Albedo-Neutronendosimetersystem entwickelt, welches drei verschiedene TLD 600 / TLD 700 Detektorpaare in einer Borkapselung enthält und zwar Dosimeterpaar (a) außerhalb der Borkapsel, Dosimeterpaar (m) allseitig mit Bor abgedeckt und Dosimeterpaar (i) innerhalb der Borkapselung.

Nach dreijähriger Kalibrierung und Erprobung des Prototypdosimeters an verschiedenen Neutronenspektren (^{252}Cf -Neutronen, Am-Be-Neutronen, am Vinča-Reaktor, am HPRR-Reaktor in Oak Ridge, in Harwell, am FR 2, KWO-Reaktor, Hochenergiebeschleuniger CERN) wurde 1975 die Konstruktion der Dosimeterkapselung abgeschlossen und die Herstellung einer Großserie in Auftrag gegeben. Zum Jahresende konnte die Erstserie ausgeliefert werden. Abb. 4/26 zeigt die aus vier Teilen bestehende Dosimeterkapselung. Das Dosimeter kann hierbei wahlweise mit einem Clip bzw. bevorzugt an einem Dosimetergürtel getragen werden. Beim Dosimetersystem mit jeweils einem Dosimeter an der Vorder- und Rückseite des Körpers wird durch Addition der Meßwerte eine richtungsunabhängige Messung der Neutronendosis am Ort der Person verwirklicht.

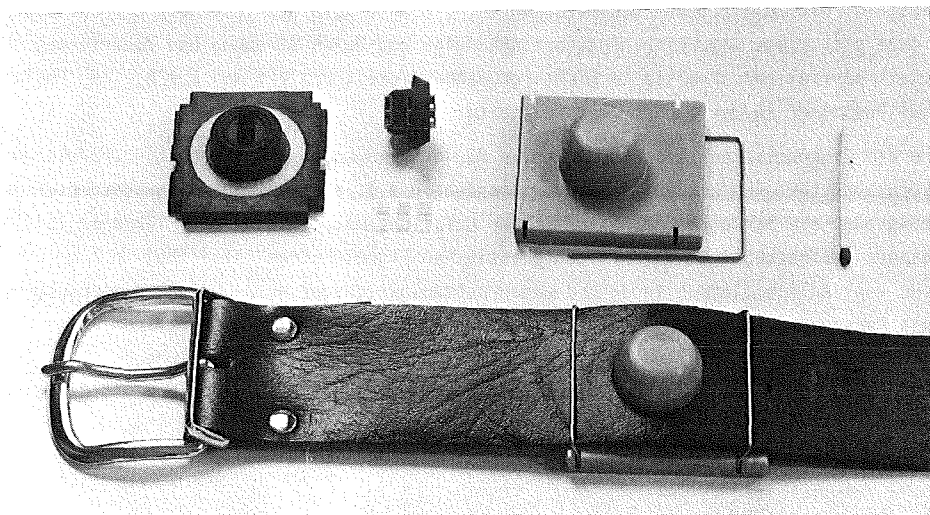


Abb. 4/26: Das Karlsruher Albedo-Neutronendosimeter

Innerhalb eines Großversuches sollen diese Dosimeter im Jahre 1976 an alle Interessenten ausgegeben werden. Der Einsatz dieses Dosimeters innerhalb der Routineüberwachung soll zunächst zeigen, ob an bestimmten Arbeitsplätzen in der Umgebung von Neutronenquellen eine Personenbelastung durch Neutronen feststellbar ist. Im zweiten Teil des Großversuches wird ein Vergleich mit den Ergebnissen von Ortsdosismessungen sowie mit Kernspurfilmern bzw. anderen Neutronendosimetern angestrebt. Ausgehend von einer örtlichen Kalibrierung des Dosimeters soll das Albedo-Neutronendosimeter anschließend in größerem Umfange als Ersatz für den NTA-Film zur Routineüberwachung eingesetzt werden.

4.2.5 Albedodosimeter-Vergleichsmessungen

E. Piesch, B. Burgkhardt

Kalibriervergleichsmessungen mit monoenergetischen Neutronen im Energiebereich 100 keV bis 14 MeV, die in Harwell durchgeführt wurden, bestätigten die theoretisch zu erwartende Oberempfindlichkeit des Albedodosimetersystemes in diesem Energiebereich. Innerhalb der Personenüberwachung kann aufgrund experimenteller Ergebnisse jedoch davon ausgegangen werden, daß in der näheren Umgebung von Neutronenquellen infolge Streuung und Absorption an Moderatoren und an Abschirmungen, vor allem jedoch hinter einer Abschirmung an Reaktoren und Beschleunigern ein moderiertes, über einen relativ großen Energiebereich verteiltes Neutronenspektrum vorliegt. Unter dieser Voraussetzung war es bei den bisher vorliegenden Kalibrierungen mit dem Karlsruher Albedo-Neutronendosimetersystem immer möglich, die Äquivalentdosis von Neutronen bezogen auf ein Primärspektrum unabhängig von den Einflüssen einer Streuung und Abschirmung innerhalb $\pm 25\%$ energieunabhängig anzuzeigen.

Neuere Meßreihen, die 1974/75 in der Umgebung von Hochenergiebeschleunigern bei CERN, Genf, durchgeführt wurden, zeigten im Vergleich zu Kernspurfilmern eindeutig bessere, im Vergleich zu Ortsdosismessungen befriedigende Meßergebnisse, wenn man zwischen einem hochenergetischen Neutronenspektrum (etwa bis zu 50 % der Neutronendosis aus $^{12}\text{C}(n,2n)$ ermittelt) und einem moderierten Neutronenspektrum unterscheiden kann.

Innerhalb des IAEA-Unfalldosimetervergleichsprogrammes in Harwell 1975 wurden mit dem Karlsruher Albedodosimeter entsprechende Kalibrierungen durchgeführt. Hierbei handelt es sich um ein stark moderiertes Spaltneutronenspektrum mit einer effektiven Energie von $E_{\text{eff}} = 0,15$ MeV. Die Empfindlichkeit des Dosimeters - ausgedrückt in γ -äquivalenter Dosimeteranzeige bezogen auf die Neutronenäquivalentdosis von 1 rem - ergab sich hierbei zu 1,9 R/rem.

4.3 Spektroskopie

4.3.1 Verbesserungen an Eigenbau-Argon-Methan-Proportionalzählern für Lungeninkorporationsmessungen

H. Fessler, J. Pawelzik

Nachdem im Vorjahr die Kalibrierung des Sandwichdetektors mittels eines Behelfs-Lungenphantoms abgeschlossen werden konnte, wurden im Jahre 1975 vor allem Versuche zur Reduktion des Nulleffekts der Proportional-Lungenzähler unternommen. Aufgrund der Beobachtung, daß der Nulleffekt (mit einer Zeitkonstante von 1-2 Tagen) groß war bei sehr niedrigem Zählgas-Durchfluß und klein bei sehr hohem Zählgas-Durchfluß, war es

naheliegend, dies auf Radon zurückzuführen, das möglicherweise durch die Zählfenster bzw. den Polyäthylenschlauch der Gaszuleitung in das Zählgas hineindiffundiert und dessen Folgeprodukte die Zähler innerlich kontaminieren. Daher wurden alle Zähler neu abgedichtet, die Zählerfenster durch eine dünne Al-Folie verstärkt und die Gaszuleitung mit solcher Folie eng umwickelt. Es gelang dadurch, den Nulleffekt der Proportionalzähler innerhalb der Stahlkammer bei sehr niedrigem Durchfluß von etwa 6 Impulse/Min. auf 1,6 Impulse/Min. zu senken. Eine weitere Verbesserung des Nulleffekts auf 0,72 Impulse/Min. ergab sich durch zusätzliche Anwendung der Methode der Impulsformdiskriminierung. Tabelle 4/4 zeigt einen Vergleich der Werte des Sandwichdetektors mit einem Ar-CH₄-Proportionalzähler in gleicher Meßposition über der rechten Brusthälfte.

	SANDWICH		AKo		AKo + PSD	
	²³⁹ Pu	²⁴¹ Am	²³⁹ Pu	²⁴¹ Am	²³⁹ Pu	²⁴¹ Am
E	13,8-24 keV	39-80 keV	12,5 - 22,5 keV		12,5 - 22,5 keV	
BG ₀	65 Ipm	62 Ipm	1,6 Ipm		0,72 Ipm	
BG _S	74 Ipm	128 Ipm	-		0,80 Ipm	
η	0,38 $\frac{\text{Ipm}}{\text{nCi}}$	23 $\frac{\text{Ipm}}{\text{nCi}}$	0,045 $\frac{\text{Ipm}}{\text{nCi}}$	0,36 $\frac{\text{Ipm}}{\text{nCi}}$	0,045 $\frac{\text{Ipm}}{\text{nCi}}$	0,36 $\frac{\text{Ipm}}{\text{nCi}}$
MDA	6,4 nCi	0,15 nCi	8,4 nCi	1,05 nCi	5,7 nCi	0,7 nCi
FWHM	51 %	28 %	ca. 13 %		ca. 13 %	

Tab. 4/4: Vergleich zwischen Sandwich-Szintillationszähler und Proportionalzähler zur Lungeninkorporationsmessung

Dabei bedeuten:

E	Ausgewerteter Energiebereich
BG ₀	Nulleffekt innerhalb der Body Counter Abschirmung ohne Person
BG _S	Nulleffekt innerhalb der Body Counter Abschirmung mit Person
η	Wirkungsgrad für Phantom mit Brustkorbnachbildung
	Position des Detektors: seitlich über Brustkorb
MDA	Untere Nachweisgrenze für eine Meßzeit von 50 min
FWHM	Halbwertsbreite
AKo	Betriebsweise nur mit Antikoinzidenzschaltung
AKo + PSD	Betriebsweise mit Antikoinzidenzschaltung + Impulsformdiskriminierung
Ipm	Impulse pro Minute

Eine gleichzeitige Anwendung zweier Proportionalzähler in beliebigen Meßpositionen war nicht möglich wegen der zu großen Abmessungen der kommerziellen Vorverstärker. Daher wurden unter Verwendung je eines IC's (Operationsvorverstärker) ladungsempfindliche Vorverstärker entwickelt und gebaut, die einen sehr geringen Raumbedarf haben. In einem kleinen Gehäuse mit zwei direkt auf die Durchführungen der Zähler passenden Hochspannungsbuchsen sind die Vorverstärker sowohl für den Schutzzähler wie auch für den Meßzähler untergebracht. Die Prinzipschaltung dieser Vorverstärker ist in Abb.4/27 dargestellt. Vergleichsmessungen mit den kommerziellen Vorverstärkern erwiesen zwar deren Überlegenheit bezüglich Rauschverhalten und Anstiegszeit, jedoch wirken sich diese Unterschiede kaum auf das Energieauflösungsvermögen der Proportionalzähler aus, wie Vergleichsmessungen mit Vielkanalanalysatoren zeigten (siehe auch Tab.4/5).

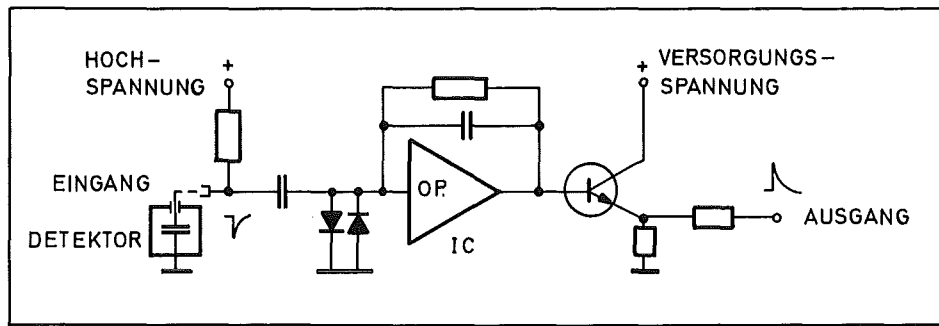


Abb.4/27: Prinzipschaltung des ladungsempfindlichen Vorverstärkers mit IC für Proportionalzähler

	Exemplare	Ladungsverst.	Rauschen	Anstiegszeit in ns	Auflösung bei 17 keV
Komm.	2	$2,3 \cdot 10$ V/C	$8 \cdot 10^{-17}$ C	50	13 %
IC	8	$1,8 \cdot 10$ V/C	$22,7 \cdot 10^{-17}$ C	400	14 %

Tab. 4/5: Verhalten der verschiedenen Vorverstärkertypen bei ca. 10 pF Detektorkapazität (Mittelwerte).

4.3.2 Ausbau und Kalibrierung der Ge(Li)-Meßanlage

H. Fessler

Im Lauf der letzten Jahre haben allgemein γ -spektroskopische Meßmethoden in Umgebungs-, Abwasser- und Abluftüberwachung an Bedeutung gegenüber der α - und β -Bruttomessung gewonnen. Besonders der Einsatz von Lithium-gedrifteten Germanium-Halbleiterdetektoren für diese Zwecke hat sehr zugenommen. Zur Anpassung an diese Entwicklung mußte die vorhandene Meßanlage ausgebaut werden. Im Laufe des Jahres 1975 wurden dazu ein "Low Energy-Germanium-Detektor-System" mit einer wirksamen Fläche von 500 mm² und einer Dicke von 7 mm, sowie ein koaxial-gedrifteter Germanium-Lithium-Detektor (45,4 mm \varnothing x 50,0 mm Länge; p Kern 7,5 mm \varnothing) angeschafft. Der Low Energy-Detektor hat bei 5,9 keV Strahlungsenergie eine Energieauflösung (Halbwertsbreite) von etwa 530 eV und bei 122 keV eine Energieauflösung von 700 eV. Die Auflösung des koaxial-gedrifteten Detektors bei 1332 keV ist 2,1 keV, seine relative Nachweiswahrscheinlichkeit [im Vergleich mit 3" \varnothing x 3" NaJ(Tl)] ist 14,9 %. Vorhanden war ein Ge(Li)-Detektor mit einer Auflösung von etwa 4 keV und einer Nachweiswahrscheinlichkeit von etwa 5 %.

Zur Verarbeitung und Registrierung der Detektorimpulse dient ein rechnergesteuertes Vielkanalanalysatorsystem, das den gleichzeitigen und unabhängigen Betrieb von derzeit bis zu 4 Detektoren erlaubt. Zur Zwischenspeicherung von Spektren steht ein 9-Spur Magnetbandgerät zur Verfügung, so daß aufgenommene Spektren nicht sofort ausgewertet werden müssen.

Der Ausbau dieses Vielkanalanalysatorsystems zu einem System, das den gleichzeitigen und voneinander unabhängigen Betrieb von bis zu 8 Detektoren gestattet, ist im Gang.

Zur Kalibrierung der beiden neu angeschafften Detektoren wurden umfangreiche Meßreihen mit PTB-Eichlösungen und IAEA- bzw. PTB-Punktstrahlern durchgeführt.

Für koaxial-gedriftete Detektoren wurden folgende Standardmeßgeometrien für voluminöse Proben festgelegt:

- a) 100 ml Becherglas gefüllt mit 10, 20, 40, 60 und 80 ml Flüssigkeit direkt auf der Oberseite der Detektorumhüllung.
- b) 1000 ml Kautexflasche gefüllt mit 200, 400, 600, 800 und 1000 ml Flüssigkeit direkt auf der Oberseite der Detektorumhüllung.

Es wurden die Nuklide ^{57}Co , ^{60}Co , ^{88}Y , ^{125}Sb , ^{134}Cs , ^{144}Ce teilweise auch ^{131}I , ^{133}Ba , ^{137}Cs verwendet. Auf diese Weise erhält man pro Standardmeßgefäß eine Schar von Wirkungsgradkurven (Abb. 4/28).

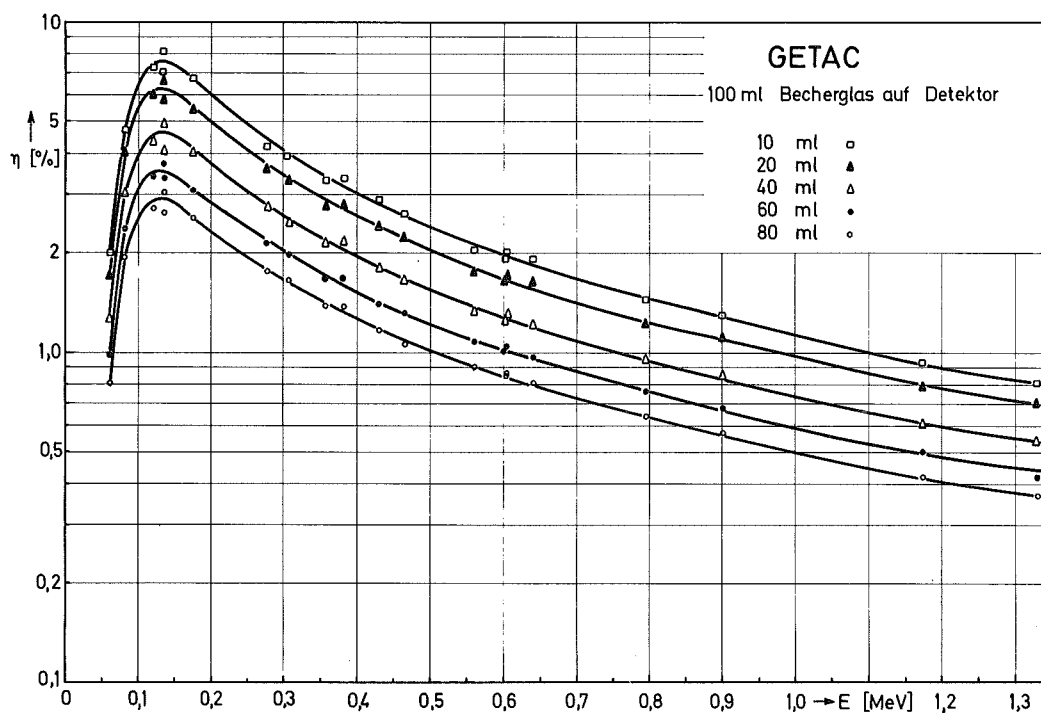


Abb. 4/28: Wirkungsgrad der Halbleiterdetektormeßanlage (Nettofläche des Gesamtabsorptionspeaks)

Für punktförmige Proben wurde als Standardgeometrie beider koaxialer Detektoren die Entfernung von 7 cm bzw. 20 cm von der Oberkante der Detektorumhüllung festgelegt und kalibriert. Beim Low Energy Detektor ist ohnehin nur die Messung von sehr dünnen Proben sinnvoll, da sonst sehr hohe Selbstabsorptionskorrekturen berücksichtigt werden müßten. Daher wurde dieser Detektor lediglich mittels PTB-Punktstrahlen aus den Entfernungen 1, 3, 5, 7, 9, 13 und 17 cm kalibriert.

4.3.3 Einsatz der Detektoren und spezielle Messungen

H. Fessler

Ge(Li)-Detektoren wurden im Laufe des Jahres für Messungen einer Vielzahl unterschiedlicher Proben eingesetzt. Teilweise waren dafür, wie z.B. für Gesteinsproben aus dem Kirchheimer Stollen bei Baden-Baden, weitere Kalibrierungen notwendig. Darüberhinaus wurden bei Low-Level-Messungen für die Kernkraftwerke Gundremmingen und Niederaichbach α - und β -Brutto-Aktivitätsmessungen an Wasserproben sowie Tritiumbestimmungen durchgeführt, die in der Tabelle 4/6 mit aufgeführt werden.

Meßgut	Meßmethode	Anzahl der Proben	Bemerkungen
Wasserproben aus Kernkraftwerken	α - und β -Brutto-Messungen	298	
	flüssig	84	
Bodenproben	β -Brutto	51	
Biologisches Material	γ -Spektroskopie	90	
Bodenproben	γ -Spektroskopie	26	Radiumgehaltsbestimmung
Gesteinsproben zermahlen (aus Kirchheimer Stollen)	γ -Spektroskopie	136	Uran- und Radiumgehaltsbestimmung für Fa. Saarberg-Interplan
Gasproben	γ -Spektroskopie β -Messung	24	im Auftrag RBT
^{130}J -Messung	γ -Spektroskopie	571	im Auftrag ASS/Ch (^{129}J -Bestimmung)
Messungen nach Zwischenfällen	γ -Spektroskopie	24	im Auftrag ASS/U
Endbeckenproben	γ -Spektroskopie	60	im Auftrag ASS/U
Aktivkohleproben	γ -Spektroskopie	27	im Auftrag ASS/U
verschiedene Proben	γ -Spektroskopie	170	

Tab. 4/6: Spezielle Messungen mit Ge(Li)-Detektoren

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 teuren 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. Schnitt

Gemäß einer Auflage der Aufsichtsbehörde werden sämtliche Dosisleistungsmeßgeräte, die im Kernforschungszentrum Karlsruhe eingesetzt sind, von der Abteilung Strahlenschutz und Sicherheit regelmäßig auf ihre Funktionstüchtigkeit überprüft. Sie werden nach einem Wartungsplan halbjährlich auf mechanische und elektronische Fehler und Alterungserscheinungen untersucht und dann am Hochdosisstand kalibriert. Auch neu beschaffte Geräte und solche instandgesetzten Dosisleistungsmesser, bei denen die Reparatur die Eichung beeinflußt, werden vor dem Einsatz kalibriert. Im Berichtsjahr wurden u.a. 871 Dosisleistungsmeßgeräte kalibriert.

Die Typen der gewarteten Geräte und die Art der Arbeiten sind aus der Tabelle 5/1 ersichtlich. Der Gesamtumfang entspricht etwa dem der Vorjahre. Erwähnt sei hier, daß an den Kalibrierständen in der Eichhalle außerdem noch einige hundert Bestrahlungen für verschiedene Forschungs- und Entwicklungsarbeiten durchgeführt wurden.

Am Hochdosis-Kalibrierstand wurde die Mechanik zum Ein- und Ausfahren der Quellen und Blenden überholt, eine genauere Schaltuhr zur Steuerung der Bestrahlungszeit eingebaut und auch eine neue Fernsehanlage installiert. Um den zukünftigen Vorschriften zur Kalibrierung von Strahlenschutzmeßgeräten zu entsprechen, wurde im Jahre 1975 unsere Eichhalle mit einer Klimaanlage ausgerüstet.

Die Tabelle 5/2 zeigt den Umfang der Wartungs- und Reparaturarbeiten an tragbaren Strahlenschutzmeßgeräten, HFK-Monitoren und Aktivitätsmeßplätzen, der gegenüber dem Vorjahr weiterhin etwas zugenommen hat.

Nach Installation einiger neuer Geräte werden nun von der Abteilung Strahlenschutz und Sicherheit rund 50 Anlagen mit über 100 Meßstellen zur Pegel- und Luftüberwachung in Gebäuden betreut. Hierzu waren im Berichtsjahr 328 Reparatur-Einsätze nötig. Bei Neuinstallationen und Umbauten solcher Anlagen mußten umfangreiche Arbeiten geleistet werden.

Erwähnt sei noch die Zählrohr-Monitoranlage zur Umgebungsüberwachung im Kernforschungszentrum mit 30 Meßstellen, sowie die telefonisch abfragbaren Zählrohrstationen mit 8 Meßstellen und 6 weiteren Zählrohrmeß-

stellen auf dem Dach des Strahlenschutzgebäudes und am meteorologischen Mast, die ständig betriebsbereit gehalten wurden.

Die Betreuung von Strahlenschutzmeßgeräten und Anlagen durch die Abteilung Strahlenschutz und Sicherheit beginnt gewöhnlich schon vor der Beschaffung mit der Beratung über das jeweils zweckmäßigste Meßverfahren und die Geräteauswahl, und geht über die Abwicklung der Bestellung, Lieferung und Installation bis zur Kalibrierung und Abnahme. Diese Arbeiten werden zunehmend umfangreicher. Erwähnt sei, daß im Berichtsjahr u.a. einige Anlagen zur Luftüberwachung beschafft und installiert wurden. Für die Gammaüberwachung eines Gebäudes mit 12 Pegelwächtern wurde ein Vorschlag ausgearbeitet und die Beschaffung übernommen.

Hier sei auch bemerkt, daß ein Mitarbeiter der Abteilung Strahlenschutz und Sicherheit als Sachbearbeiter im Normierungsausschuß für elektronische Bauelemente tätig ist und die Abteilung Einkauf wie auch die Anwender berät.

Vor einer größeren Beschaffung wurde ein vergleichender Test von Kontaminationsmonitoren durchgeführt und im Rahmen einer Übungsarbeit war von einer Strahlenschutzassistentin das Temperaturverhalten von 11 verschiedenen Dosisleistungsmeßgeräten untersucht worden. Weiterhin waren die strahlenmeßtechnischen Eigenschaften einer Meßsonde mit drahtloser Datenübertragung am Hochdosis-Kalibrierstand und an der Röntgenanlage bestimmt worden.

Beträchtliche Arbeit machte die Eingangskontrolle einer Lieferung von 34 HFK-Monitoren und von 32 Kontaminationsmonitoren.

Gerätetyp	Routineprüfung und Kalibrierung	Reparatur und Kalibrierung	neue Geräte: Eingangskontrolle und Kalibrierung
Jordankammer	159	11	1
Graetz X-10	9	2	-
" X-50	121	21	7
" X-500	17	1	-
" X-1000	6	3	-
Total 6150	46	1	8
Total 6112	40	25	4
Weichstrahlkammern	17	11	20
Taschenwarngeräte	25	-	46
Neutronenmeßgeräte	8	5	4
Stabdosisimeter	5	-	194
Sonstige	28	16	10
Insgesamt	481	96	294

Tab. 5/1: Wartungsarbeiten an Dosisleistungsmeßgeräten im Jahre 1975

Kontaminationsmonitoren	241
HFK-Monitoren	122
Fußbodenmonitoren	18
Wäschemonitor	20
Aktivitätsmeßplätze	75
Probenwechsler etc.	
Dosisleistungsmeßgeräte	142
Taschenwarngeräte	37
Neutronenmonitoren	8
Sonstige Geräte	20
Insgesamt	683

Tab. 5/2: Wartungs- und Reparaturarbeiten an Strahlenschutzmeßgeräten

5.2 Entwicklungsstand und Weiterentwicklung des automatischen Glasdosimeter-Auswertegerätes

H.-G. Röber, J. Reiß

Parallel zu den Reparatur- und Wartungsarbeiten wird in der Gruppe "Geräteelektronik" ein automatisches Glasdosimeter-Auswertegerät entwickelt (Blockdiagramm siehe Abb. 4/2). Es handelt sich um ein in der Industrie hergestelltes Entwicklungsmuster, das in seiner ursprünglichen Ausführung nicht funktionstüchtig war. Vom Entwicklungsmuster sind nur das Gestell und die Mechanik für den automatischen Dosimetertransport geblieben, an dem aber auch Verbesserungen gemacht werden mußten.

Um eine genaue Positionierung der Dosimeter zu erreichen, mußte an dem vorhandenen Malteserkreuz die unbedingt dazugehörige Arretierung angebracht werden. Das Einschweißen der Dosimeter war recht mangelhaft. Hier mußte umfangreiche Entwicklungsarbeit geleistet werden, um ein zufriedenstellendes Einschweißen der Dosimeter zu erreichen. Schweißstempel und Schweißbühne wurden nach dem bewährten Prinzip der herkömmlichen Schweißzange für Kunststoffolien konstruiert. Dazu wurde ein Temperatureinsteller entwickelt, der es ermöglicht, die Schweißtemperatur einzustellen. Ferner mußten diverse mechanische Unzulänglichkeiten beseitigt werden, z.B. das Anbringen eines Abweisbleches an der Dosimeter-Austrittsöffnung, damit die eingeschweißten Dosimeter im großen Bogen und nicht über eine scharfe Kante abgeleitet werden.

Die Netzversorgung des gesamten Gerätes wurde völlig neu gestaltet, da ursprünglich keinerlei VDE-Vorschriften beachtet wurden. Für die Elektronik des automatischen Glasdosimeter-Auswertegerätes wurde ein Überrahmen umgebaut und in das Gestell eingepaßt. Somit ist es nun möglich, die Elektronik in bewährter Kassettenbauweise aufzuteilen. So konnte zur Hochspannungsversorgung ein industriemäßiges Hochspannungsgerät verwendet werden. Eine weitere Kassette beinhaltet die selbstentwickelte Stromversorgung für die gesamte Elektronik. Ferner wurde je eine Kassette für die Hochspannungsverteilung und Photomultiplier-Signalverteilung gebaut. Die Kohleschicht-Widerstände der Photomultiplier-Spannungsteiler wurden durch Metallschichtwiderstände ersetzt.

Ursprünglich waren für dieses Auswertegerät runde Glasdosimeter mit einem Durchmesser von 14 mm vorgesehen. Da aus Preisgründen diese durch quadratische Gläser ersetzt werden sollen, mußte eine neue Dosimeterhalterung gebaut werden. Versuchsmessungen zeigten, daß sowohl mit runden Gläsern als auch mit quadratischen Gläsern die UV-Lichtquelle sowie die recht primitive Lichtführung untauglich waren, da die Streulichtmenge in der Meßzelle einem maximal möglichen Meßwert entsprach. Außerdem war die UV-Lichtquelle, es handelt sich um eine gewöhnliche Höhensonnenlampe, für Meßzwecke ungeeignet. Die Lichtführung bestand lediglich darin, daß die gesamte Lichtmenge über ein Kondensorlinsensystem durch den am Meßzelleneintritt befindlichen Spalt "gepreßt" wurde. Dies hatte beträchtliche Streuungen an den Kanten des Spaltes hervorgerufen und das Licht diffus in die Meßzelle geleitet.

Das von uns entwickelte und fertiggestellte optische System geht von einer optischen Abbildung eines Spaltes aus. Dazu gehört eine punktförmige Lichtquelle hoher Intensität, die mittels Kondensorlinsen auf die größte Ausdehnung des Spaltes vergrößert wird. Mit einem Objektiv aus Quarzlinen (Brennweite 30 mm) wird dieser Spalt nun in richtiger Größe in der Glasdosimerebene abgebildet. Diese Maßnahmen waren sehr erfolgreich. Es konnten Meßwerte ermittelt werden, die einer Dosis von ca. 100 mR entsprechen. Experimente haben ergeben, daß die optische Abbildung so gut ist, daß noch kleinere Dosen nachgewiesen werden könnten, wenn die Vordosis der z.Zt. verfügbaren Gläser noch verringert wird. Der Umbau des gesamten optischen Systems war mit umfangreicher mechanischer Arbeit verbunden. Als UV-Lichtquelle wurde eine Quecksilber-Hochdrucklampe vom Typ OSRAM HBO 100/W2 verwendet. Es ist eine Lampe für Gleichstrombetrieb und daher besonders für Meßzwecke geeignet. Das Problem der Zündung von Quecksilber-Hochdrucklampen überläßt der Hersteller immer dem Anwender. Daher wird zur Zeit ein Zündgerät nach bereits von uns entwickelter Schaltung gebaut. Als Stromversorgung für die Lampe wird ein Stromkonstanthalter hoher Stabilität verwendet. Ein Photowiderstand kontrolliert die Lichtintensität und regelt bei eventueller Abweichung diese über den Stromkonstanthalter nach.

Die Auswerte-Elektronik ist in Digitaltechnik ausgeführt. Sie besteht aus einem Zweifach-Analog-Digitalwandler, zwei Auffangzählern mit Display für die Anzeige der direkten Meßgrößen und einer Elektronik zur Aufarbeitung der abgetasteten Dosimeternummer. Parallel dazu ist ein Interface geschaltet, mit dem die direkten

Meßgrößen beider Photomultiplier und die Dosimeternummer seriell auf den vorhandenen Kleinrechner übertragen werden. Dieser verarbeitet beide Meßgrößen nach einem ermittelten Programm zu einem Meßwert. Die Verarbeitung beider Meßgrößen muß so erfolgen, daß die Energieabhängigkeit der Glasdosimeter im unteren Energiebereich weitgehend ausgeglichen wird.

Die gesamte Auswertelektronik mit Interface ist von uns entwickelt worden und in gedruckter Schaltungstechnik ausgeführt. Das Zusammenspiel aller Detailschaltungen wird in den nächsten Monaten erprobt, so daß dann auch die ersten Messungen gemacht werden können.

5.3 Sonderaufgaben

H.-G. Röber, J. Reiß

Neben der eigentlichen Entwicklungsarbeit von kleinen Schaltungen bis zum großen Gerät (automatisches Glasdosimeter-Auswertegerät) fallen noch zahlreiche Wartungs-, Reparatur- und Beratungsdienste an. Die Reparatur- und Wartungsarbeiten beziehen sich hauptsächlich auf Eigenentwicklungen vergangener Jahre, wie z.B. Zählrohrmonitoranlage etc., und industrielle Dosimetergeräte. Die Reparatur- und Wartungsarbeiten verteilen sich wie folgt: Zählrohrmonitoranlage 44, TLD-Auswertegerät 2, Glasdosimeterauswertegerät 4. Ferner wurden eine Anzahl von kleinen Geräten nach schon vorhandenen, von uns entwickelten Schaltungen gebaut wie z.B. Spark-Counter, Eingangsschaltung für Zählrohr Valvo 18 546 mit 1,1 μ s Verzögerung, verbesserte Höranzeige für Thyac III, Gammapegel-Meßstelle für Bau 555 einschl. Schreibverstärker.

Um den Kleinrechner "Alphatronic" an die zwei Thermolumineszenz-Auswertegeräte anschließen zu können, waren umfangreiche Vorarbeiten notwendig. Die Interfaces der TL-Auswertegeräte mußten umgebaut werden, damit die Anschlußwerte in der heute üblichen positiven TTL-Logik zur Verfügung stehen. Ferner mußten für den Rechneranschluß die nicht vorhandenen Anschlußwerte für die gleitende Kommastelle auf den Anschlußstecker gelegt werden. Auch hier mußte eine Pegelumsetzung erfolgen. Durch diese Maßnahmen ist es nun möglich, auch moderne Drucker, wie z.B. den Mini-Drucker "Moduprint" anzuschließen.

6. METEOROLOGIE

6.1 Auswertungen meteorologischer Messungen

H. Dilger, K. Nester, S. Vogt

6.1.1 Windprofil-Untersuchungen

Über einen Zeitraum von 2 Jahren (1.12.1972 bis 30.11.1974) lagen 10-min-Mittelwerte der Windrichtung vor, die zu Halbstunden- bzw. Stundenmittelwerten zusammengefaßt wurden. Abb. 6/1 zeigt Isolinien der Windrichtungshäufigkeit der 1-h-Mittelwerte in Abhängigkeit von der Höhe. In Bodennähe liegen Haupt- und Nebenmaximum der Windrichtung bei 220 bzw. 60 Grad, in 200 m Höhe bei 230 bzw. 75 Grad. Diese Rechtsdrehung mit zunehmender Höhe entspricht qualitativ der in der atmosphärischen Grenzschicht zu erwartenden Richtungsänderung.

Zur Beschreibung der Höhenabhängigkeit der mittleren Windgeschwindigkeit wird häufig der Exponent p des Windprofils

$$\bar{u}(z) = \bar{u}(z_1) \left(\frac{z-a}{z_1-a} \right)^p \quad 10 \leq z \leq 160 \text{ m}$$

gewählt, wobei

- z_1 eine Basisanemometerhöhe,
- z die Höhe,
- a die Nullpunktverschiebung aufgrund des Waldes,
- $\bar{u}(z_1)$ die Windgeschwindigkeit in der Höhe z_1

bedeuten.

Aus den 1-h-Mittelwerten der Windgeschwindigkeit in den verschiedenen Höhen zwischen 20 m und 160 m wurden mittels der Methode der kleinsten quadratischen Abweichungen die p -Werte berechnet. Die Summenhäufigkeit des Exponenten p in Abhängigkeit von der Tageszeit ist in Abb. 6/2 dargestellt. In der Nacht ist in 50 % der Fälle p größer als 0,4, wohingegen am Nachmittag nur noch weniger als 5 % der Fälle diesen Wert übersteigen.

Auffällig ist die relativ große Häufigkeit kleiner p -Werte in der Nacht, was auf die gelegentliche Entkopplung der Strömung im Rheintal von derjenigen in der darüberliegenden Schicht zurückzuführen ist. Im Spezialfall einer adiabatisch geschichteten Atmosphäre, d.h. Abnahme der Temperatur um 1 K/100 m, kann die Windzunahme mit der Höhe in den untersten Schichten auch durch folgenden Ansatz beschrieben werden:

$$u(z) = \frac{u_*}{k} \ln \left(\frac{z-d}{z_0} \right) \quad \text{[m/s]}$$

- u_* Schubspannungsgeschwindigkeit in m/s
- k 0,4 = von KARMAN'sche Konstante für bodennahe Luftschichten
- z_0 Rauigkeitsparameter in m
- d Nullpunktverschiebung in m

Durch den Rauigkeitsparameter z_0 wird der Einfluß der Rauigkeit der Erdoberfläche erfaßt.

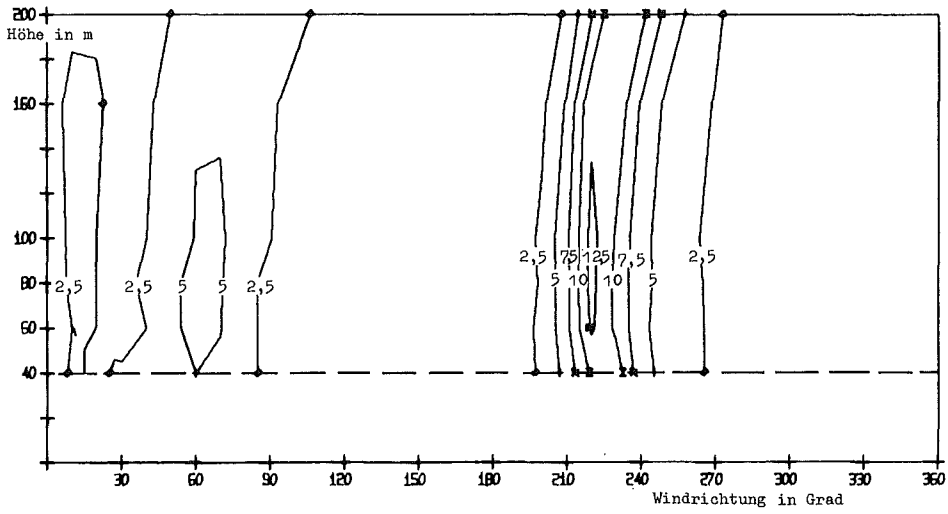


Abb. 6/1 HÄUFIGKEIT DER WINDRICHTUNG IN % JE 10-GRAD-SEKTOR IN ABHÄNGIGKEIT VON DER HÖHE

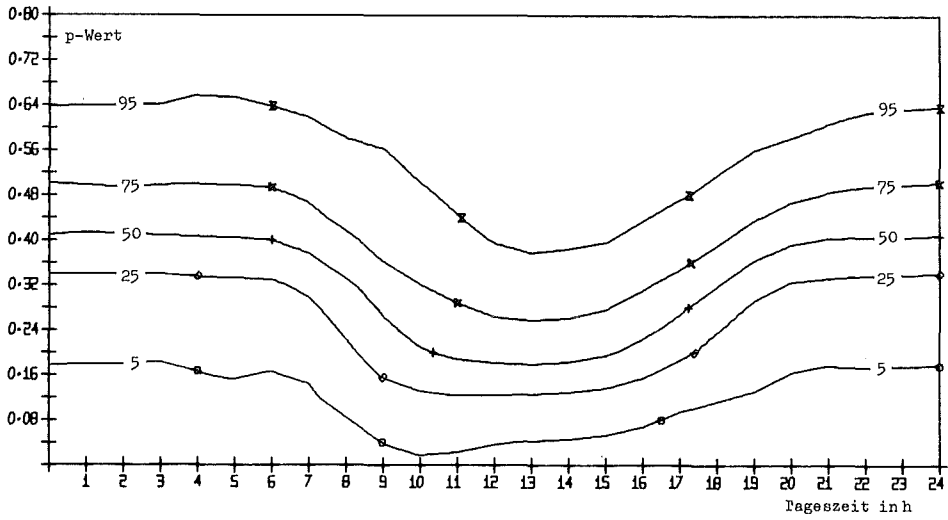


Abb. 6/2 SUMMENHÄUFIGKEIT DES WINDPROFLEXONENTEN P IN % IN ABHÄNGIGKEIT VON DER TAGESZEIT

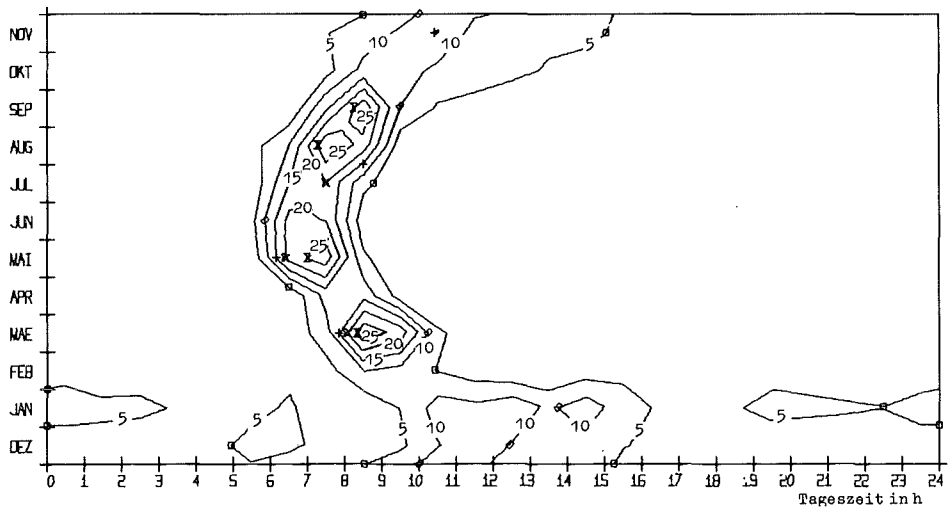


Abb. 6/3 HÄUFIGKEITSDICHTE DER HÖHENINVERSIONEN IN %/H IM JAHRES-TAGESGANG

Durch Auswertung der 1-h-Mittelwerte der Windgeschwindigkeit bei adiabatischer Schichtung mittels eines "least-square-fit"-Verfahrens wurden die folgenden mittleren, für unser Gebiet repräsentativen Werte berechnet:

$$\begin{aligned}z_0 &= 1,1 \text{ m} \\d &= 7,0 \text{ m} \\u_* &= 0,35 \text{ m/s}\end{aligned}$$

6.1.2 Temperaturprofil-Untersuchung

Der Grad der atmosphärischen Durchmischung drückt sich im Temperaturprofil aus. Für die Ausbreitung sind vor allem sperrende Schichten, sogenannte Höheninversionen, von Interesse, die durch einen charakteristischen Verlauf des Temperaturprofils gekennzeichnet sind. Das aus 1/2-h-Mittelwerten der Temperatur in 2 m, 30 m, 60 m, 100 m, 130 m, 160 m und 200 m Höhe gebildete Temperaturprofil wurde mittels der Methode der kleinsten quadratischen Abweichungen durch zwei lineare Profile ersetzt. Für das Vorhandensein einer Höheninversion wurden folgende drei Bedingungen gestellt.

$$\text{a) } \left(\frac{dT}{dz}\right)_u \leq -0,5 \frac{\text{K}}{100 \text{ m}} \quad \text{für die untere Schicht}$$

$$\text{b) } \left(\frac{dT}{dz}\right)_o \geq 0 \quad \text{für die obere Schicht}$$

$$\text{c) } \left(\frac{dT}{dz}\right)_o - \left(\frac{dT}{dz}\right)_u \geq 1,0 \frac{\text{K}}{100 \text{ m}}$$

Durch diese Bedingungen ist gewährleistet, daß nur gut ausgeprägte Höheninversionen erfaßt werden. Das Auswerteverfahren und die zur Verfügung stehenden Meßhöhen erlauben nur solche Höheninversionen festzustellen, deren Untergrenze zwischen 20 m und 170 m liegt. Über die Häufigkeit der Höheninversionen im Jahres-Tagesverlauf gibt Abb. 6/3 Auskunft. Das tägliche Maximum der Häufigkeit verschiebt sich von 6 bis 7 Uhr im Juni auf 11 bis 12 Uhr im Dezember. Die größte monatliche Häufigkeit tritt im Januar auf. Das absolute Häufigkeitsmaximum je 1-h-Intervall beträgt 29,5 % und liegt im August zwischen 7 und 8 Uhr.

6.1.3 Strahlung

In Abb. 6/4 sind die Summenhäufigkeiten P der Globalstrahlung G und der Strahlungsbilanz S dargestellt. P(S) bezieht sich auf die Gesamtzeit, P(G) nur auf die Zeit von Sonnenaufgang bis -untergang. Der 50 %-Wert für S liegt bei $0,5 \text{ mW/cm}^2$, für G bei 7 mW/cm^2 . In ungefähr 1/3 der Zeit überwiegt die Ausstrahlung die lang- und kurzwellige Einstrahlung ($S < 0$). Nach einer Einteilung von H. REUTER (Arch. Meteor. Geophys. Bioklimat. A 14, 55 (1964)) bedeutet $G \leq 28 \text{ mW/cm}^2$ schwache Einstrahlung. Diese Situationen machen einen Anteil von 75 % aus.

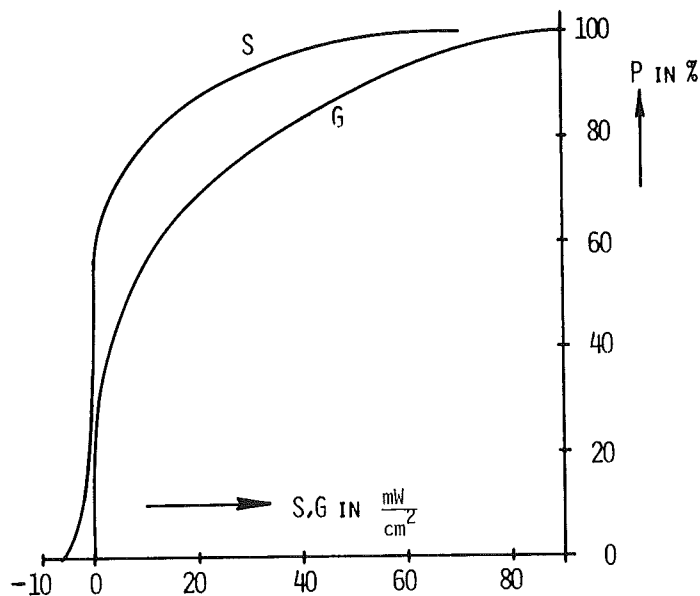


ABB. 6/4 SUMMENHÄUFIGKEIT P DER GLOBALSTRAHLUNG G UND DER STRAHLUNGSBILANZ S

6.1.4 Spektraldichte der Windgeschwindigkeitskomponenten

Der Berechnung von Windspektren liegen die Messungen des Windvektors mit Hilfe der Vektorfahnen in 40 m und 100 m Höhe am meteorologischen Meßmast zugrunde. Es wurden insgesamt 18 2-Stundenperioden bei verschiedenen Ausbreitungskategorien ausgewertet. Alle 4 s wurden der Betrag des Windvektors, der Azimut- und der Inklinationswinkel registriert. Aus diesen Meßgrößen wurden die turbulenten Zusatzbewegungen in longitudinaler (u'), lateraler (v') und vertikaler Richtung (w') gewonnen. Durch Fouriertransformation wurde die Spektraldichtefunktion der atmosphärischen Turbulenz in Abhängigkeit von der Frequenz berechnet.

Abb. 6/5 zeigt auf der linken Seite das Spektrum von w' beispielhaft für 4 Versuche mit verschiedenen Ausbreitungskategorien. Die Abszisse gibt die Frequenz ν in $1/7200$ Hz an. Als Ordinate ist das Produkt der Spektraldichte und der Frequenz, normiert mit dem Quadrat der mittleren Windgeschwindigkeit \bar{u}^2 , aufgetragen. Bei Kategorie E und D steigen die Kurven kontinuierlich an und erreichen bei der oberen Grenzfrequenz $1/9$ Hz ihren höchsten Wert. Bei diesen Kategorien ist die Turbulenz allein reibungsbedingt. Bei Kategorie B taucht bei einer Periode von etwa $T = 5$ min ein Maximum auf. Dieses Maximum ist durch Konvektion verursacht. Bei dem Versuch mit Kategorie A verschiebt sich dieses Maximum zu $T = 8$ min und nimmt stark an Intensität zu. Dabei ist zu beachten, daß der Ordinatenmaßstab gegenüber den Darstellungen bei den Kategorien B bis E um den Faktor 10 verkleinert ist. Der mechanische Anteil an der Gesamtturbulenz geht bei den labilen Kategorien A und B im Verhältnis zur thermisch bedingten Turbulenz stark zurück.

Für die Interpretation der Ausbreitungsversuche ist die Identifikation horizontaler Windrichtungsänderungen wichtig. Hierzu dient die Untersuchung der Lateralkomponente v' , vgl. die rechte Seite Abb. 6/5. Es zeigt sich, daß bei allen Kategorien das Maximum bei niedrigen Frequenzen liegt. Dieses Maximum ist den horizontalen Windrichtungsänderungen zuzuordnen. Nach den seither ausgewerteten 2-h-Perioden ergibt sich im Mittel die Grenze zwischen horizontalen Windrichtungsänderungen und turbulenzbedingten Fluktuationen bei einer Periodendauer von $T = 15$ min.

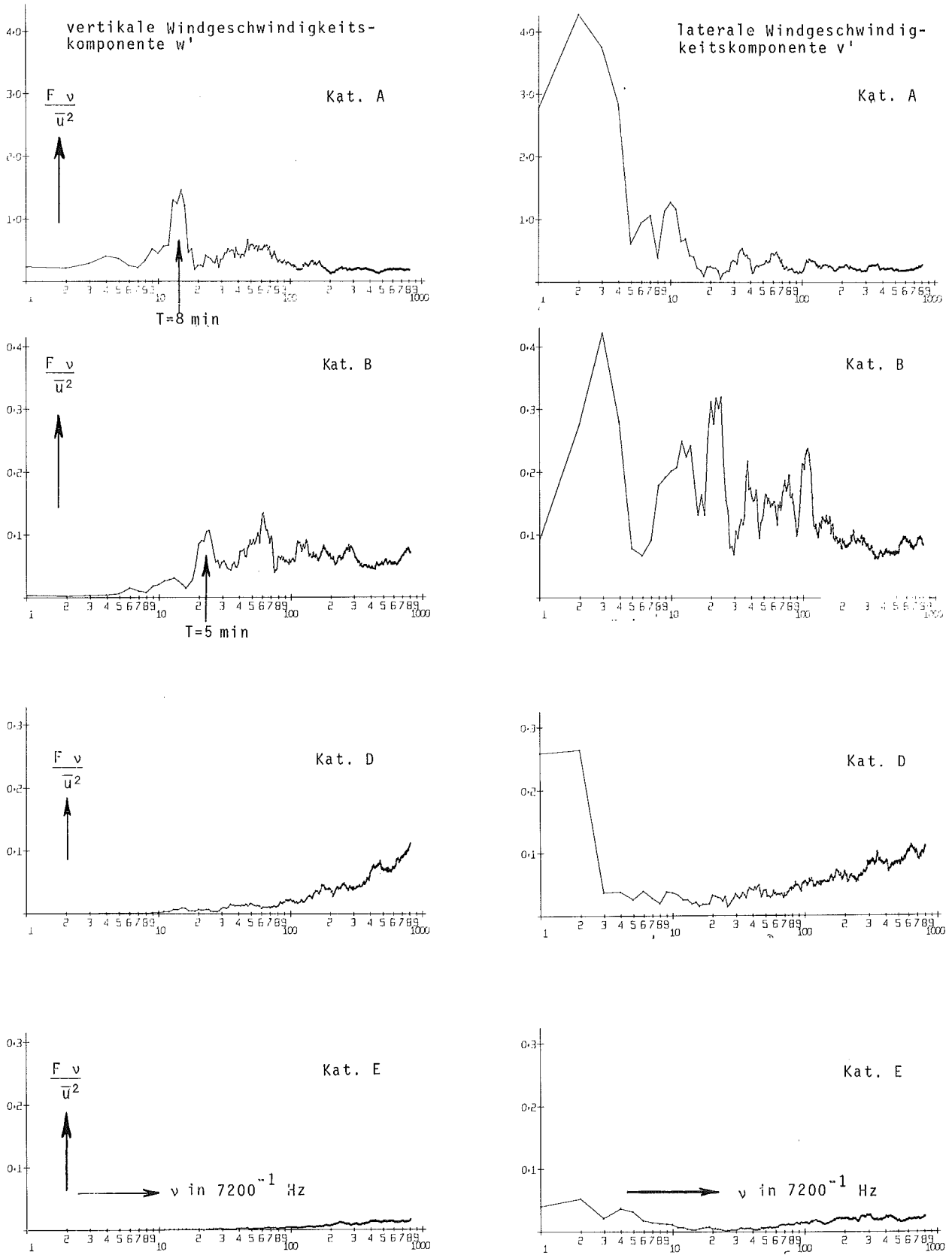


ABB. 6/5 NORMIERTES SEPKTRUM DER WINDGESCHWINDIGKEITSKOMPONENTEN w' UND v' , T = PERIODE

6.1.5 Lateraler Ausbreitungsparameter σ_y

Für Ausbreitungsrechnungen werden vielfach die von PASQUILL angegebenen, von HILSMEIER und GIFFORD modifizierten Ausbreitungsparameter benutzt (D. H. Slade ed., TID-24190, S. 408). PASQUILL ordnete den Ausbreitungskategorien A - F $\overline{\sigma_\theta}$ -Werte zu, die aus den Fluktuationen der horizontalen Windrichtung θ gewonnen wurden; diese $\overline{\sigma_\theta}$ -Werte (s. Tab. 6/1, Spalte 4) gelten für Sammelperioden von 10-60 min (D.H. Slade ed; TID-24190, S. 102). Anhand der Messungen am Meßmast des KFZK wurde die Zuordnung der $\overline{\sigma_\theta}$ -Werte zu den Ausbreitungskategorien überprüft und der Einfluß horizontaler Windrichtungsdrehungen auf den lateralen Ausbreitungsparameter σ_y abgeschätzt.

Basis für die Untersuchungen waren die 10-min-Mittelwerte a) der Streuung σ_ϕ der vertikalen Windrichtungsfluktuationen einer Vektorfahne, b) der Streuung σ_θ der horizontalen Windrichtungsfluktuationen einer Schwertwindfahne und c) der horizontalen Windrichtung $\overline{\theta}$. Beide Windfahnen sind in 100 m Höhe am meteorologischen Mast installiert.

Durch Vergleich der Jahressummenhäufigkeiten von σ_ϕ und σ_θ wurden die bei σ_ϕ bekannten Grenzen für die Ausbreitungskategorien (s.5), s. Tab. 6/1, Spalte 2, auf σ_θ übertragen, s. Tab. 6/1, Spalte 3.

1	2	3	4	5	6
Kat.	σ_ϕ Grad	σ_θ Grad	$\overline{\sigma_\theta}$ Grad	σ_θ^{10-60} Grad	σ_θ^{60} Grad
A	$\sigma > 14,0$	$\sigma > 32,1$	25,0	22,5	43,3
B	$14,0 \geq \sigma > 10,5$	$32,1 \geq \sigma > 22,2$	20,0	12,3	29,7
C	$10,5 \geq \sigma > 7,0$	$22,2 \geq \sigma > 12,9$	15,0	7,7	18,7
D	$7,0 \geq \sigma > 3,0$	$12,9 \geq \sigma > 6,3$	10,0	4,5	11,0
E	$3,0 \geq \sigma > 1,5$	$6,3 \geq \sigma > 4,6$	5,0	6,5	8,2
F	$1,5 \geq \sigma$	$4,6 \geq \sigma$	2,5	7,7	8,1

Tab. 6/1 Kategoriengrenzen nach σ_ϕ der Vektorfahne σ_θ der Schwertwindfahne im KFZK in 100 m Höhe im Vergleich zu den $\overline{\sigma_\theta}$ -Werten von PASQUILL, sowie die Drehungsanteile σ_θ^{10-60} und die modifizierten 1-h-Werte σ_θ^{60} .

In den Kategorien C bis F liegen die $\overline{\sigma_\theta}$ -Werte im entsprechenden σ_θ -Intervall, bei den Kategorien A und B darunter. Die $\overline{\sigma_\theta}$ -Werte von PASQUILL für die Kategorien C - F können somit etwa den σ_θ -Werten von Karlsruhe mit einer Sammelzeit von 10 Minuten gleichgesetzt werden.

Untersuchungen über das Energiespektrum der Lateralkomponente v' des Windvektors (vgl. Kap. 6.1.4) zeigten, daß oberhalb einer Periodendauer von 15 Minuten größere Energieanteile vorhanden sind. Diese Energieanteile wurden horizontalen Windrichtungsdrehungen zugeordnet. Um diese Drehungen zu erfassen, wurden die Abweichungen der 10-min-Mittelwerte von dem entsprechenden 1-h-Mittelwert berechnet. Diese Richtungsdivergenzen $\Delta\theta$ wurden gesondert nach Ausbreitungskategorien in Klassen von 5 Grad Breite einsortiert.

In Abb. 6/6 sind die Summenhäufigkeiten der Windrichtungsdifferenzen $|\Delta\theta|$ für die einzelnen Kategorien aufgezeichnet. In Kategorie D sind die Drehungen am geringsten, bei Kategorie A am größten. Aus den Summenhäufigkeitskurven wurden die $|\Delta\theta|$ -Werte bei 68,2 % abgelesen (s. Tab. 6/1, Spalte 5), weil bei einer Normalverteilung diese Werte gleich der Streuung Sigma sind. Diese so gewonnenen σ_θ^{10-60} -Werte entsprechen etwa dem Anteil der Windrichtungsdrehungen im Spektrum von v' zwischen 10 und 60 Minuten.

Das für den Zeitraum von 1 h maßgebende σ_{θ}^{60} wurde nach der folgenden Gleichung berechnet, s. Tab. 6/1, Spalte 6:

$$\sigma_{\theta}^{60} = (\overline{\sigma_{\theta}^2} + (\sigma_{\theta}^{10-60})^2)^{1/2}$$

Dabei wurden für die Kategorien C, B und A Mittelwerte der in Karlsruhe gemessenen σ_{θ} -Werte verwendet und zwar $17,0^{\circ}$, $27,0^{\circ}$ und $37,0^{\circ}$. Der Einfluß der Windrichtungsdrehungen auf σ_{θ}^{60} ist bei den Kategorien E und F am größten.

Wenn man voraussetzt, daß der Rauigkeitseinfluß des Geländes auf das Ausbreitungsverhalten bei den Kategorien E und F gering ist, so daß der Zusammenhang zwischen σ_y und σ_{θ} in der von PASQUILL, s. o., angegebenen Weise vorhanden ist, können für die Langzeitausbreitung mit 1-h-Statistiken bei den Kategorien E und F die σ_y -Kurven von Kategorie D verwendet werden. Bei den Kategorien A - D deuten die am KFZK durchgeführten Ausbreitungsexperimente darauf hin, daß dieser Zusammenhang von σ_y und σ_{θ} für rauhes Gelände nicht mehr gültig ist. Da außerdem der Einfluß von Windrichtungsdrehungen auf σ_{θ}^{60} gering ist, sollten auch für mehrstündige Ausbreitung bei den Kategorien A - D die aus den Ausbreitungsexperimenten gewonnenen σ_y -Kurven verwendet werden.

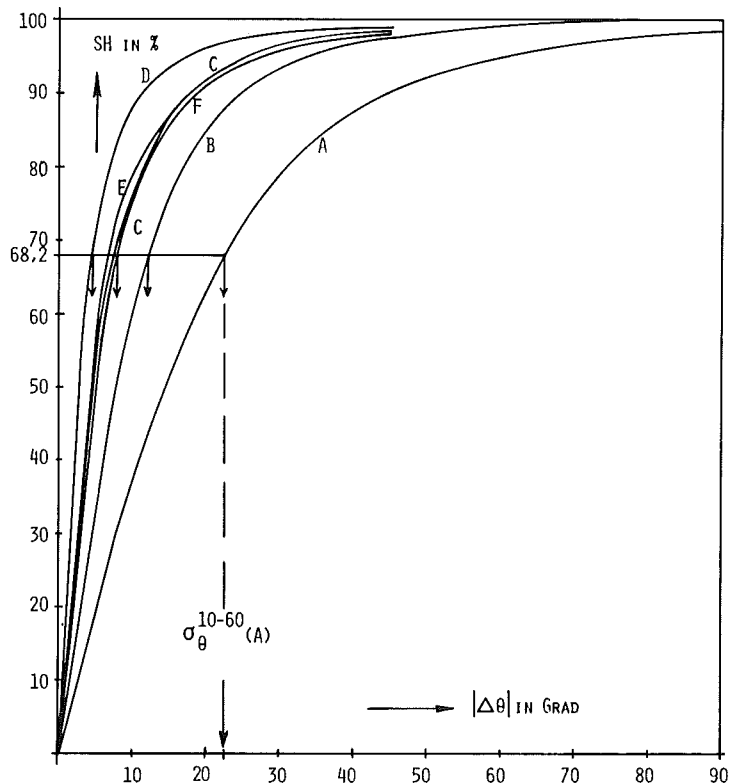


Abb. 6/6 SUMMENHÄUFIGKEIT SH DER STÜNDLICHEN WINDRICHTUNGSDREHUNGEN $|\Delta\theta|$ FÜR DIE AUSBREITUNGSKATEGORIEN A - F

6.1.6 Weitergabe meteorologischer Daten

Dem geodätischen Institut der Universität Karlsruhe wurden die Daten von Temperatur, Windgeschwindigkeit und Strahlung zur Verfügung gestellt. Sie dienen der Untersuchung des langperiodigen Verhaltens der Schwankungen des Brechungsindex der Atmosphäre im oberen Rheingraben.

Das Laboratorium für Isotopentechnik führt mit Hilfe der Neutronenaktivierungsanalyse Luftstaubuntersuchungen durch. Um mögliche Zusammenhänge mit den meteorologischen Verhältnissen feststellen zu können, werden Monatsmittel der Windrichtungsverteilung, der Niederschlagsverteilung, der Ausbreitungskategorien, der Strahlungsbilanz und der Globalstrahlung mitgeteilt.

Im Rahmen der Umgebungsüberwachung werden von dieser Arbeitsgruppe Untersuchungen über eventuelle Zusammenhänge der Tritiumkonzentration und der Niederschlagsverteilung durchgeführt. Hierfür werden monatlich die tägliche Verteilung von Windrichtung und Niederschlagsintensität erstellt.

Die KFA Jülich erhielt Wind- und Niederschlagsdaten zur Erstellung einer 4-dimensionalen Statistik (Windrichtung, Windgeschwindigkeit, Ausbreitungskategorie, Niederschlagsmenge). Diese Statistik dient zur Berechnung des "Wash-out" (Auswaschung durch Niederschlag).

6.2 Einfluß der Rauigkeit auf die Parameter σ_y und σ_z

K. Nester

Bei Ausbreitungsrechnungen verwendet man allgemein die Gaußverteilung zur Beschreibung der Konzentration in der Atmosphäre. Diese Verteilung wird durch die Parameter σ_y und σ_z bestimmt, die von dem Turbulenzzustand der Atmosphäre abhängen. Es ist üblich, diesen Zustand durch Kategorien zu beschreiben, die aufgrund meteorologischer Größen festgelegt werden. Diese Definitionen sind meist so gewählt, daß die Rauigkeit des Untergrundes darin kaum eingeht. Da jedoch die Rauigkeit die Turbulenz in der Atmosphäre wesentlich beeinflusst, muß die Rauigkeit zusätzlich berücksichtigt werden. Aufgrund theoretischer und empirischer Überlegungen, die auf der Annahme basieren, daß der Turbulenzzustand der Atmosphäre für Ausbreitungsbetrachtungen durch die vertikale Windrichtungsstreuung σ_ϕ beschrieben werden kann, wurde der Einfluß der Rauigkeit abgeschätzt und ein Verfahren zu dessen Berücksichtigung entwickelt. Dieses Verfahren geht von den PASQUILL-GIFFORD'schen Kurven der σ -Parameter für die Kategorien A bis F und von den Ergebnissen der Ausbreitungsexperimente im KFZK aus. Die Rauigkeit läßt sich durch eine Zuordnungsänderung zwischen den meteorologisch bestimmten Kategorien und den σ -Kurven berücksichtigen. Zur Festlegung der Rauigkeit wird die in der Meteorologie übliche Rauigkeitslänge z_0 verwendet.

In Tab. 6/2 sind die Zuordnungen für vier verschiedene Rauigkeitsstufen angegeben. Sie sollten vorerst nur bis maximal 100 m Quellhöhe angewendet werden.

rauhigkeitsunabhängig bestimmte Diffusions- kategorie nach PASQUILL	zu verwendende σ -Kurven nach PASQUILL-GIFFORD			
	Rauhigkeitsstufe			
	I	II	III	IV
A	A	A	A*	A*
B	B	A/B	A	A*/A
C	C	B	A/B	A
D	D	C/D	B/C	A/B
D_T (am Tage)	D	C	B	A/B
D_N (nachts)	D/E	D	C	B
E	E	E	D/E	D
F	F	F	F	E/F

- I $z_0 < 0,03$ m (niedriges Gras)
- II $0,03 \leq z_0 < 0,3$ m (Büsche, bestellte Felder)
- III $0,3 \leq z_0 < 1,5$ m (niedriger Wald, Dorf)
- IV $z_0 > 1,5$ m (hoher Wald, Stadt)

Die A*-Kurve wurde aufgrund der σ_ϕ -Werte extrapoliert.
A/B bedeutet z.B., daß eine Kurve zwischen A und B zu verwenden ist.

Tab. 6/2 Zuordnung der σ -Kurven nach PASQUILL-GIFFORD zur Diffusionskategorie

Die Tabelle ist folgendermaßen zu interpretieren:

Hat man z.B. aufgrund weitgehend rauhigkeitsunabhängiger Größen die Kategorie C bestimmt und der Untergrund entspricht der Rauhigkeitsstufe II, geht man von C in der linken Spalte der Tabelle nach rechts bis zur Stufe II und liest die Kategorie B ab. Dies bedeutet, daß für Ausbreitungsrechnungen in diesem Fall die σ -Kurve der Kategorie B aus der σ -Kurvenschar nach PASQUILL-GIFFORD zu verwenden ist.

Die sich aufgrund der Zuordnungstabelle ergebenden σ_z -Kurven für die Rauhigkeitsstufen I bis IV sind in den Abbildungen 6/7 bis 6/10 dargestellt.

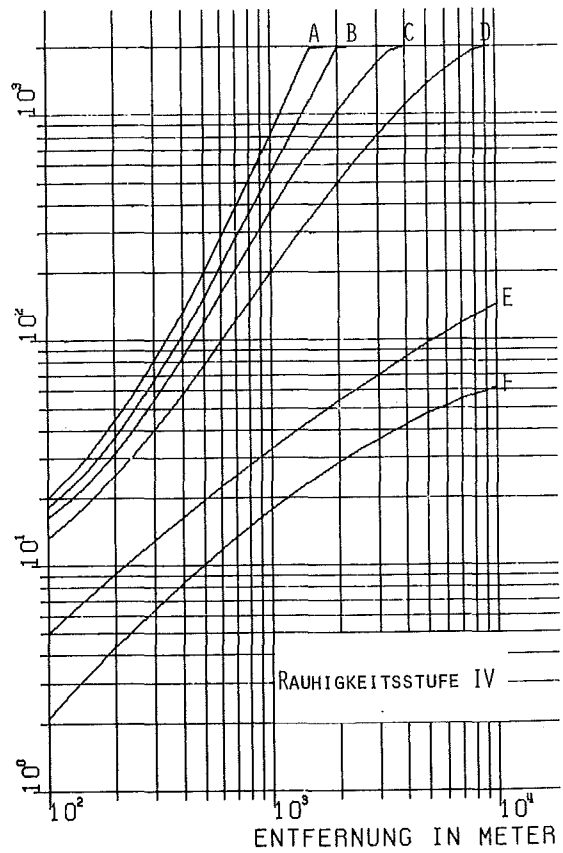
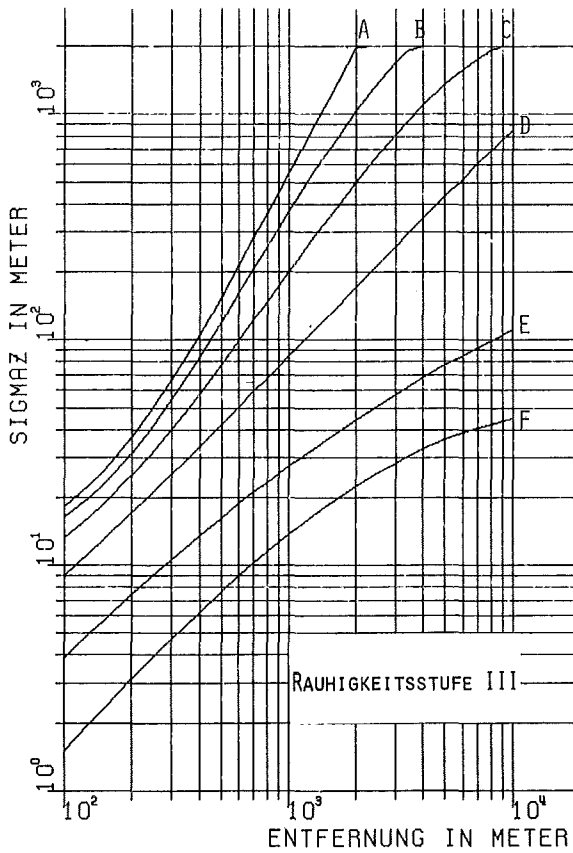
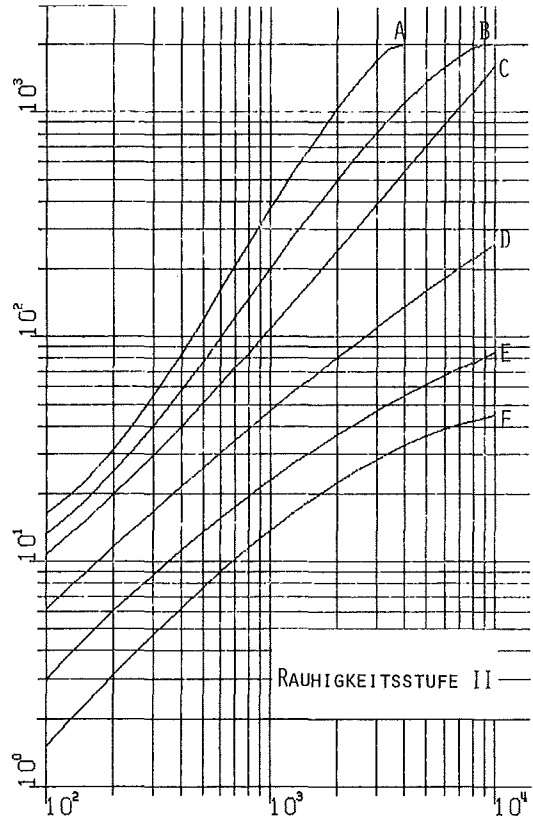
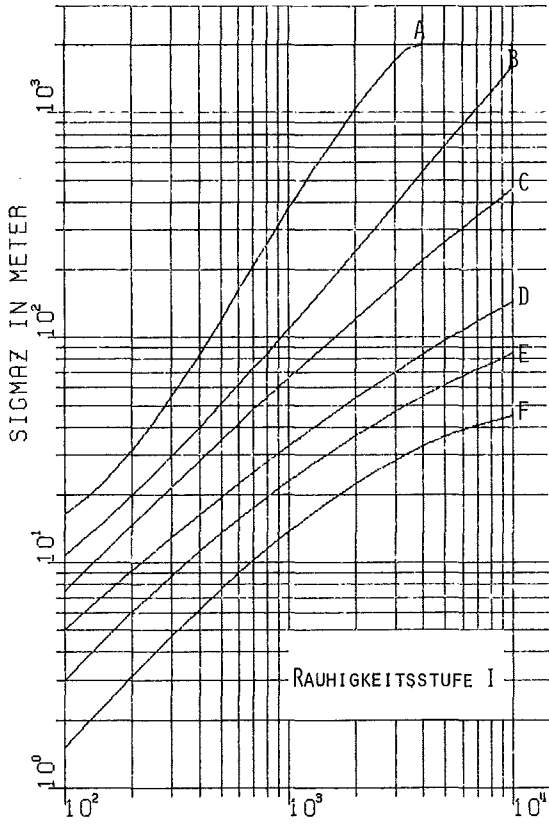


ABB. 6/7 - 6/10 SIGMA-Z DER KATEGORIEN A BIS F FÜR DIE RAUHIGKEITSSTUFEN I BIS IV

6.3 Instrumentierung

H. Dilger

Im Jahre 1975 ergab sich im Schnitt eine geringe Erniedrigung der Ausfallraten gegenüber 1974. Tab. 6/3 gibt die Ausfallraten für die Zeiten an, in denen der Rechner in Betrieb war. Die Ausfallrate der Anemometer, der Schwertwindfahnen, der Temperaturfühler sowie des Strahlungsmessers konnte unter 2 % gehalten werden. Bei den Taupunktfühlern ist das Kontaktproblem noch nicht gelöst; bei den Vektorfahnen traten neue, elektronische Fehlertypen auf, so daß die Ausfallraten etwa gleich denen im Jahre 1974 blieben.

Außer der routinemäßig durchgeführten Eichung der Anemometer, Vektorfahnen und Taupunktfühler wurde 1975 erstmalig eine Nacheichung der Strahlungsmesser vorgenommen. Dazu wurde bei nahezu wolkenlosem Himmel die direkte Sonnenstrahlung gemessen. Die Meßwerte des Doppel-Pyrradio-Pyranometers wurden mit denjenigen eines geeichten Aktinometers verglichen. Für die zwei Teilgeräte, die den Wellenlängenbereich $0,3 < \lambda < 50 \mu\text{m}$ erfassen, ergaben sich Abweichungen innerhalb der Fehlertoleranz; für die zwei Geräte mit dem Meßbereich $0,28 < \lambda < 2,9 \mu\text{m}$ ergaben sich Abweichungen um 6 %. Diese beiden Teilgeräte werden beim Hersteller nachgeeicht.

Instrument	Ausfallrate in %		
	1975	1974	1973
Anemometer	0,6	2,4	2,2
Schwertwindfahnen	0,1	1,7	7,1
Taupunktfühler	12,6	12,1	21,7
Temperaturfühler	1,4	1,6	9,4
Vektorfahnen ($\sigma_\theta, \sigma_\phi$)	16,2	16,5	28,0
Luftdruckgeber	5,3	0,9	11,5
Niederschlagsmesser	2,5	0,5	28,5
Strahlungsmesser	2,0	2,3	2,6

Tab. 6/3: Ausfallraten der meteorologischen Meßinstrumente

6.4 Datenerfassungsanlage

P. Thomas

An der Anlage zur Erfassung und Berechnung meteorologischer Daten wurden 1975 keine Änderungen oder Erweiterungen vorgenommen. Die in den Jahresberichten 1973 (KFK-Bericht 1973) und 1974 (KFK-Bericht 2155) beschriebenen Verbesserungen der Anlage brachten eine weitere Minderung der Ausfallzeiten. So gingen in der Zeit vom 1.12.1974 bis 30.11.1975 durch Pannen, Reparatur und Wartung nur 644 10-min-Datenblöcke von 52560 maximal möglichen verloren. Das ergibt eine Ausfallrate von 1,23 % gegenüber noch 5,01 % in 1974 und 9,48 % in 1973. Diese Ausfallrate wird sich in Zukunft kaum weiter mindern lassen. Sie wird im wesentlichen durch unvermeidliche Wartungsarbeiten und Kontrollen verursacht.

Als neues Benutzerprogramm bei CALAS (Kopplung der meteorologischen Datenerfassungsanlage an den Meßrechner TR 86A in ADI) steht seit 1975 WETK02 zur Verfügung. Damit kann die zeitliche Entwicklung des Luftdrucks, der Niederschlagsmenge und der vier Strahlungswerte auf dem Bildschirm verfolgt werden (Abb. 6/11). Dieses Programm dient vor allem der rationellen Kontrolle der meteorologischen Daten.

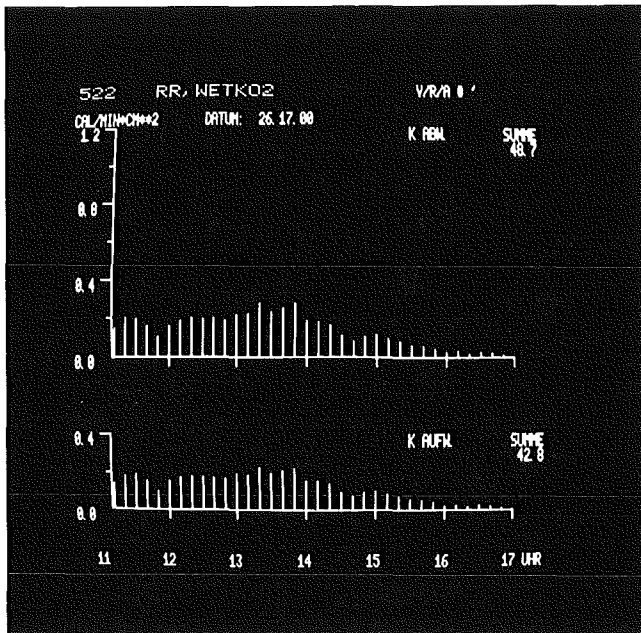


ABB. 6/11
ZEITLICHE ENTWICKLUNG DER KURZ-
WELLIGEN STRAHLUNG

Außerdem wurde als weiteres CALAS-Benutzerprogramm die on-line Darstellung der mehrstündigen Aktivitätsverteilung auf einem Bildschirm in Auftrag gegeben. Mit dem meteorologischen Informationssystem des KFZK können zur Zeit nur die halbstündigen Mittelwerte der Aktivitätsverteilung on-line auf einem Bildschirm dargestellt werden. Es handelt sich dabei um Lage und Wert des Maximums und Lage und Kontur der 10%-Isolinie. Als Eingabe dienen die Meßwerte der Windgeschwindigkeit, der Windrichtung und der Fluktuation der vertikalen Windrichtung.

Dieses Programm soll folgendermaßen erweitert werden; Die zeitlich aufeinanderfolgenden 10-min-Mittelwerte der ortsabhängigen Aktivitätskonzentration werden berechnet und aufsummiert. Dieses Zeitintegral der Aktivitätskonzentration wird in Form von Isolinien auf dem Bildschirm dargestellt. Über die Tastatur des Bildschirms müssen die Emissionshöhe und die zeitlichen Grenzwerte der Summation eingegeben werden. Das Summationsintervall beträgt maximal 72 Stunden. Das Programm verwendet die am Mast gemessenen Windgeschwindigkeiten und -richtungen derjenigen Höhe, die der eingegebenen Emissionshöhe entspricht. Die Ausbreitungskategorie wird aus den in 100 m Höhe gemessenen Fluktuationen der vertikalen Windrichtung bestimmt.

7. UMWELTSCHUTZ

7.1 Strahlenbelastung der Umgebung des Kernforschungszentrums Karlsruhe

W. Hübschmann, D. Nagel, D. Papadopoulos

7.1.1 Strahlenbelastung im Jahre 1975

Die Tabelle 7/1 zeigt die im Jahre 1975 im Raum des KFZK mit der Abluft abgegebene Radioaktivität entsprechend den Messungen im Rahmen der Abluftüberwachung (Kap. 3.3.1). Diese Emissionen haben eine geringe zusätzliche Strahlenbelastung - zusätzlich zur natürlichen - in der Umgebung des KFZK bewirkt. Diese wurde berechnet. Dabei wurden nur diejenigen Emittenten berücksichtigt, die merklich zur Gesamtemission eines Nuklides bzw. einer Nuklidgruppe beigetragen haben. Die Nuklidgruppen A, B und C sind in Tabelle 3/9 erläutert. Die tatsächlichen Emissionen waren fast durchweg niedriger als im Abluftplan vorgesehen (vergl. Tab. 3/10).

Zur Berechnung der Umgebungsbelastung liegen die monatlichen Emissionswerte vor. Da diese z.T. stark schwankten, mußte meist mit monatlich unterschiedlichen, allerdings über einen Monat konstanten Emissionsraten gerechnet werden (in Tab. 7/1 mit ϕ bezeichnet).

Tab. 7/1 Mit der Abluft im Jahre 1975 emittierte Radioaktivität*

Emittent	Kaminhöhe m	Emission je Nuklid bzw. Nuklidgruppe									
		Gruppe A mCi	Gruppe B mCi	Gruppe C Ci	Kr-85 Ci	Ar-41 Ci	H-3 Ci	J-129 mCi	J-131 mCi	J-133 mCi	J-135 mCi
WAK	60	3,046 ϕ	175,8 ϕ		43464 ϕ			42,67 ϕ			
FR 2	99		17,6 ϕ			95730	285 ϕ		1,38 ϕ	2,57 ϕ	11,94 ϕ
KNK	99			240							
MZFR	99,5			1116			766				
ADB-536	70	0,783 ϕ	242,1 ϕ	467 ϕ					1,29		
ADB-545	19	0,006 ϕ		53							
ZYKL	36			291							
RBT/Z	60	0,036 ϕ									
IHCh	60	0,015 ϕ		68 ϕ							

*Es wurden nur diejenigen Emittenten berücksichtigt, die zu mehr als 3⁰/100 zur Emission eines Nuklids bzw. einer Nuklidgruppe beigetragen haben;

Zur Errechnung der Gammadosis diente das Rechenprogramm WOLGA, welches auch in der Nähe des Emittenten die räumliche Verteilung der Aktivität in den einzelnen Windrichtungssektoren berücksichtigt, s. (16), (39).

Die berechneten Strahlendosen in den umliegenden Ortschaften und am Zaun des KFZK zeigt Tabelle 7/2. Es handelt sich bei den äußeren γ - und β -Strahlendosen um Ortsdosen, d.h. um die Dosen, die am Aufpunkt mit einem das ganze Jahre 1975 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 eine Person nicht die ganze Zeit am selben Ort aufhält, und daß Gebäude und Kleidung die Strahlen abschirmen.

Tab. 7/2 Ortsdosen infolge radioaktiver Emissionen im Jahre 1975

Ort	Ganzkörperdosis durch äußere γ -Strahlung mrem	Hautdosis durch äußere β -Strahlung mrem	Schilddrüsen-dosis durch Jod-Ingestion (Kleinkind) mrem	Lungen-dosis durch Nuklide der Gruppe B mrem	Ganzkörperdosis durch H-3-Inhalation mrem	Integrierte Knochen-dosis durch Pu-239-Inh. mrem/50 a	Effektive Gesamtdosis mrem/a
Graben	0,6	0,6	5,0	0,008	0,010	0,4	1,12
Neudorf	0,5	0,6	3,7	0,006	0,015	0,3	0,92
Friedrichstal	0,7	0,5	2,4	0,004	0,006	0,2	1,00
Spöck	0,3	0,3	1,2	0,003	0,004	0,1	0,46
Neuthard	0,5	0,4	3,1	0,005	0,007	0,2	0,78
Karlsdorf	0,3	0,3	2,4	0,004	0,005	0,2	0,56
Staffort	0,2	0,2	0,9	0,002	0,003	0,1	0,34
Blankenloch	0,2	0,2	0,8	0,002	0,003	0,1	0,34
Hagsfeld	0,2	0,2	1,4	0,002	0,003	0,1	0,34
Karlsruhe-Markt	0,2	0,2	1,2	0,002	0,003	0,1	0,34
Neureut	0,4	0,4	2,3	0,004	0,006	0,2	0,68
Eggenstein	1,7	0,7	4,2	0,009	0,013	0,4	2,24
Leopoldshafen	1,1	1,0	9,3	0,015	0,015	0,7	1,99
Linkenheim	0,4	0,4	5,6	0,007	0,005	0,4	0,88
Hochstetten	0,3	0,3	2,5	0,004	0,004	0,2	0,56
Liedolsheim	0,2	0,2	1,4	0,003	0,003	0,2	0,44
Rußheim	0,1	0,2	1,0	0,002	0,002	0,1	0,24
Leimersheim	0,3	0,3	2,0	0,004	0,004	0,2	0,66
Nordtor	8,7	5,3	57,1	0,090	0,083	4,2	13,90
Südtor	8,0	3,6	11,0	0,037	0,052	1,1	9,77
Zaun NO von FR 2	10,9	4,9	15,6	0,044	0,065	1,3	13,10
Zaun SW von FR 2	8,8	4,1	12,5	0,045	0,066	1,5	11,07

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

Die äußere β -Strahlung wird durch das Kr-85 der WAK sowie das Ar-41 des FR 2 verursacht.

Die Jodemissionen wurden im Jahre 1975 erstmalig gesondert erfaßt. Es wurden nicht wie früher die Inhalationsdosen, sondern die Schilddrüseningestionsdosen von Kleinkindern berechnet, um zu zeigen, wie groß der Abstand zu der geforderten Grenze von 90 mrem/a ist. Schilddrüsendosen dieser Höhe können an einem Ort nur dann entstehen, wenn dort Weidewirtschaft mit Kühen betrieben wird und die Milch dieser Kühe unvermischt von Kleinkindern konsumiert wird. Die begrenzte Dauer der Weideperiode wurde nicht berücksichtigt, da überwiegend langlebiges J-129 emittiert wurde.

In der Nuklidgruppe A wurde entsprechend den Nuklidanalysen die Abgabe von Pu-239 angenommen. In der Nuklidgruppe B überwiegen die eine Lungenbestrahlung verursachenden Nuklide mit dem gewichteten Dosisfaktor $g_a = 347$ (altes Spaltproduktgemisch für WAK und ADB).

Es wurde auch eine "effektive Gesamtdosis" als Summe der Ganzkörper- und der gewichteten Teilkörper- und Organdosen berechnet, entsprechend der folgenden, am Ort r gültigen Formel

$$D_{\text{eff},r} = \sum_n G_n D_{n,r}$$

- G = 1 für Ganzkörper und Knochenmark
- 1/3 für Lungen
- 1/6 für Haut.

Dieser Formalismus der Zusammenfassung einzelner Organ- und Teilkörperdosen zu einer effektiven Gesamtdosis folgt einer Empfehlung von Prof. Jacobi, Neuherberg. Die Schilddrüsendosis bleibt dabei unberücksichtigt; die Knochenmarkdosis wurde jedoch, ungeachtet der Tatsache, daß sie als Erwartungsdosis (dose commitment) erst im Verlauf von 50 Jahren nach der Inkorporierung des knochensuchenden Nuklids anfällt, in voller Höhe für 1975 angerechnet. Trotz dieser ungünstigen Betrachtungsweise bleiben die errechneten "effektiven Dosen" in den Ortschaften im Jahr 1975 unter 2,5 mrem.

7.1.2 Vorausgeschätzte Strahlenbelastung im Jahre 1976

Die Tabelle 7/3 zeigt die gemäß Abluftplan für das Jahr 1976 gemeldeten Emissionen. Gegenüber dem Abluftplan des Vorjahres wurde vor allem die zulässige Jodemission der WAK reduziert und der Anteil elementaren Jods am insgesamt emittierten für die Reaktorstationen und die WAK auf 50 % begrenzt. Mit diesen Reduktionen wird der Erhöhung der Jod-Ingestions-Dosisfaktoren für Kleinkinder (auf $8,8 \cdot 10^5$ rem/s je Ci/m^3 für J-131 und auf $2 \cdot 10^6$ rem/s je Ci/m^3 für J-129) Rechnung getragen. Die Kr-85-Emission der WAK wurde auf 350 000 erhöht, da Brennstoff höheren Abbrandes aufgelöst werden soll. Die übrigen Veränderungen der zulässigen Jahresemissionen fallen nicht ins Gewicht.

Für die Berechnungsverfahren der Dosisbelastung gilt das gleiche wie unter 7.1.1. Es wurde die meteorologische Statistik der Jahre 1968 bis 1970 zugrundegelegt. Die verwendeten Ausbreitungsparameter berücksichtigen die lokalen Verhältnisse (Bebauung, Bodenbedeckung) in der Umgebung des KFZK.

Bezüglich der Nuklidwahl wurde folgendermaßen verfahren:

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

Nuklidgruppe B: Bei dieser Gruppe handelt es sich um ein Spaltproduktgemisch; ihr Alter bestimmt die Nuklidzusammensetzung. Für die Emission der WAK und ADB wird ein Gemisch mit einer Kühlzeit von einem Jahr angenommen, mit dem gewichteten Dosisfaktor $g_a = 347$ rem/s pro Ci/m^3 . Für die Reaktoren und Institute wurde ein Gemisch mit 6 Stunden Kühlzeit angenommen, mit dem gewichteten Dosisfaktor $g_f = 37$ rem/s pro Ci/m^3 .

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

Jodnuklide: Das Alter der Spaltprodukte bestimmt auch in diesem Fall das überwiegend aktive Nuklid. Bei den Reaktoren kann die Emission von J-131 angenommen werden. In der WAK werden zeitweilig so alte Brennelemente aufgearbeitet, daß dort und in der ADB das Nuklid J-129 dominiert. Da nicht die Aktivität, sondern die Dosis in der Umgebung begrenzt werden soll, genügt es, die Jod-Emission als Jod-131-Äquivalent anzugeben. Dieses Äquivalent ist für J-129 wie folgt definiert:

$$\dot{A}_{\text{J-131}}^* = \frac{g_{\text{J-129}}}{g_{\text{J-131}}} \dot{A}_{\text{J-129}}$$

\dot{A} = Quellstärke in mCi/a

g = Dosiswirkungsfaktor für die Schilddrüse

Mit den oben zitierten Joddosisfaktoren ergibt sich, daß eine J-129-Emission mit dem Faktor 2,3 zu wichten ist.

Im Abluftplan 1976 wird zusätzlich zu den zulässigen Jahres- und Monatsemissionen die zulässige Wochenemission angegeben. Eine kontinuierliche Emission über das ganze Jahr, wie für die Rechnung angenommen, entspricht meist nicht dem tatsächlichen Emissionsverlauf. Um einer diskontinuierlichen Emission Rechnung zu tragen, wurde folgendermaßen verfahren: Beträgt die zulässige Wochenemission bis zu 1/50 der Jahresemission, wird die Emission als kontinuierlich angenommen. Beträgt sie mehr als 1/50 der Jahresemission, dann müßte ein erhöhter Ausbreitungsfaktor für nichtkontinuierliche Emission angewendet werden. Um jedoch

das Berechnungsverfahren nicht unangemessen aufwendig werden zu lassen, wird in diesen Fällen mit einer erhöhten fiktiven Jahresemission gerechnet. Diese ist gleich der 50-fachen Wochenemission. Eine Ausnahme bilden die beiden Emittenten FR2 und WAK; diese müssen etwa 200 Tage pro Jahr in Betrieb sein, um die Jahresemission an radioaktiven Edelgasen ausschöpfen zu können und werden deshalb als gleichmäßige Emittenten angesehen.

Die Abb. 7/1 bis 7/4 zeigen die Isodosenlinien der wichtigsten Strahlendosen in der Umgebung des KFZK, jeweils errechnet unter der Annahme des ständigen Aufenthaltes eines gegenüber der Strahlung ungeschützten Menschen am jeweiligen Aufpunkt. Zur Errechnung der Schilddrüsen-Ingestionsdosis muß sogar - entsprechend einer Auflage der zuständigen Behörde - angenommen werden, daß am jeweiligen Aufpunkt Milchwirtschaft mit Kühen betrieben und erzeugte Milch unvermischt zur Ernährung eines Kleinkindes verwendet wird, auch wenn sich an diesem Ort keine Weide, sondern z.B. Wald befindet. Die Strahlendosen in den umliegenden Ortschaften sowie die jeweiligen Maxima der einzelnen Strahlenbelastungen sind in Tab. 7/4 enthalten.

Die auf ein Kleinkind bezogene Schilddrüsendosis durch Ingestion von Radiojod über den Weide-Kuh-Milch-Pfad erreicht etwa 75 mrem/a am Zaun des KFZK sowie nordwestlich des WAK-Kamins. Dabei handelt es sich um fiktive Dosen, da sich an diesen Stellen Wald befindet. Die Ganzkörper-Dosis erreicht am Zaun des KFZK etwa 26 mrem/a. Damit werden die beiden Grenzwerte von 90 mrem/a für die Schilddrüsendosis durch Jod-Ingestion sowie 30 mrem/a für die Ganzkörperdosis unterschritten. Werden neben der Ganzkörperdosis auch die gewichteten Teilkörperdosen (außer der Schilddrüsendosis) in einer "effektiven Gesamtdosis" zusammengefaßt, dann ergibt sich am Zaun des KFZK ein Maximum von etwa 55 mrem/a. Dieses enthält auch die über die folgenden 50 a integrierte Knochendosis und ist daher nicht mit dem Grenzwert für die Ganzkörperdosis zu vergleichen.

Tab. 7/3 Emission im Bereich des KFZK laut Abluftplan 1976

Nr.	Emittent	Kamin- höhe m	Kamin-Koordin.		Emission je Nuklid bzw. Nuklidgruppe						
			x m	y m	Gruppe A mCi/a	Gruppe B mCi/a	Gruppe C Ci/a	Kr-85 Ci/a	Ar-41 Ci/a	H-3 Ci/a	J-131- Äquivalent*** mCi/a
1	WAK	60	100	1250	10	4000	400	350000	-	1000	80**
2	FR-2	99	0	0	0,3	1500	2000	-	120000	1000	50**
3	KNK	99	-160	530	0,3*	1500*	8000*	-	-	-	10**
4	MZFR	99,5	-40	610	0,3*	1500*	3000*	-	-	4000*	50**
5	RBT/Z	60	-40	300	0,8*	400*	1000*	-	-	-	10
6	IHCH 721	60	-10	380	0,8*	400*	800*	-	-	-	10
7	ADB-536	70	-340	90	1,0*	400*	1000*	-	-	-	10
8	ADB-545	19	-110	130	0,03*	15*	50*	-	-	-	4
9	ADB-548	15	-70	170	0,025*	7*	10*	-	-	-	0,2
10	ZYKL	36	-370	-150	0,3*	150*	500*	-	-	-	-
11	SNEAK	50	250	-400	0,2*	100*	200*	-	-	-	3
12	TU	50	360	550	0,03*	10*	30*	-	-	-	2
13	IRCH	15	-160	-280	0,01*	10*	90*	-	-	-	2
14	IMF I	9	150	190	0,016*	-	-	-	-	-	-
15	IMF III	5	-300	210	0,03*	-	-	-	-	-	-
16	LIT	10	0	-540	-	15*	0,5	-	-	-	-
17	STARK	20	-200	-380	0,005*	7*	0,5*	-	-	-	0,2
18	INR	15	20	-420	-	-	-	-	-	100*	-
19	RBT/IT	22	-10	-170	0,03*	0,21*	12*	-	-	-	0,15
20	IHCH-725	10	90	460	0,01*	10*	20*	-	-	-	0,1
21	ISTL	12,5	-320	-320	-	0,01*	0,06*	-	-	0,0001*	-
22	IEKP	12	-100	-520	-	-	-	-	-	-	0,24
23	LAF	8	250	-610	-	-	6,5	-	-	-	0,4
24	RBT-605	15	-10	-180	-	-	12*	-	-	3*	-
25	LAVA	60	60	1210	0,2*	660*	-	-	-	-	-

*Es wird mit fiktiver (erhöhter) Emissionsrate gerechnet

**Anteil elementaren Jods ≤ 50 %

***Wird J-129 emittiert, so errechnet sich die zulässige Emission aus: $\dot{A}_{J-131} + 2,3 \dot{A}_{J-129} \leq \dot{A}_{J-131}^+$ (J-131-Äquivalent)

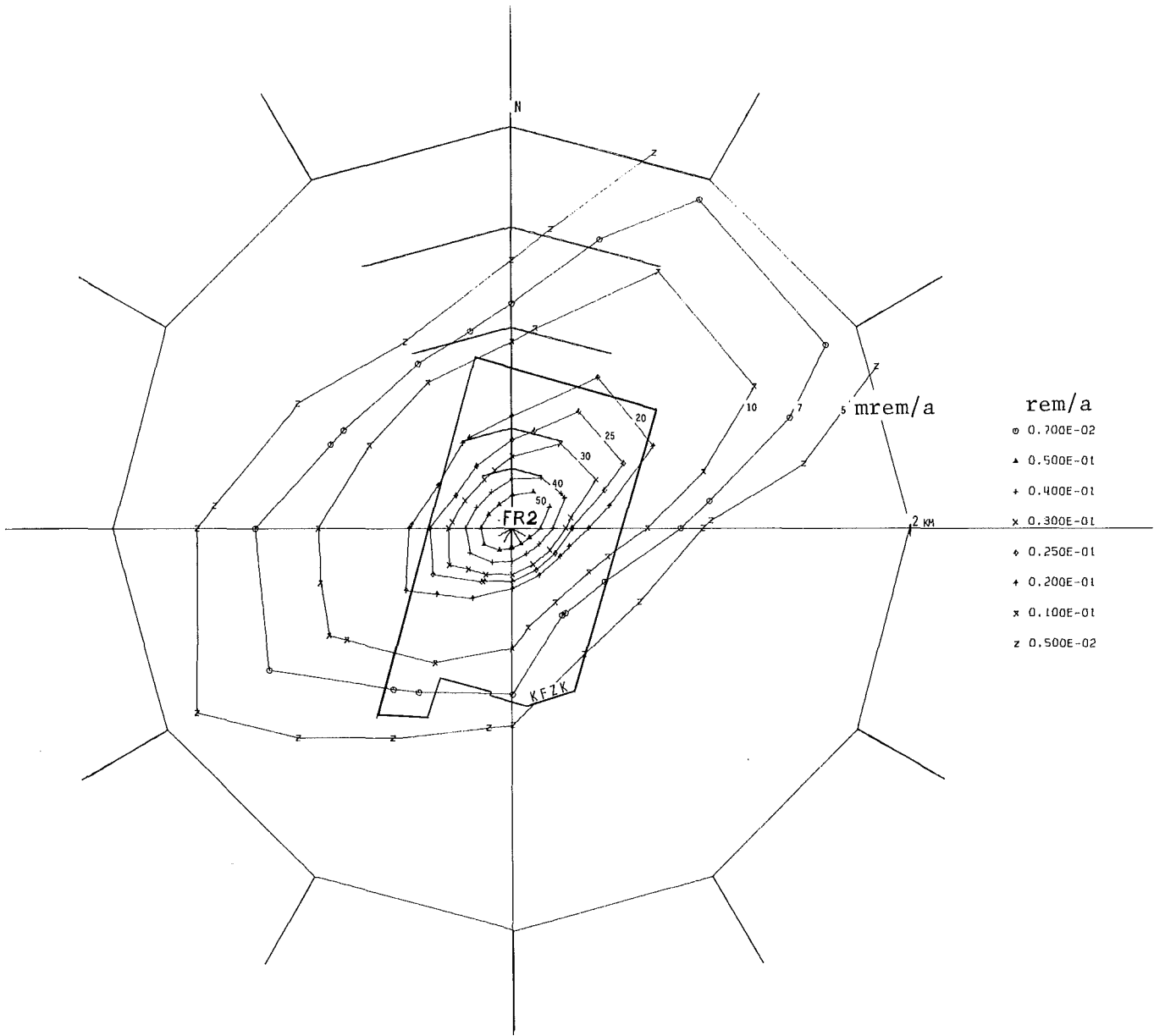


ABB. 7/1. GANZKÖRPERDOSIS DURCH ÄUSSERE GAMMASTRAHLUNG,
PROGNOSE 1976

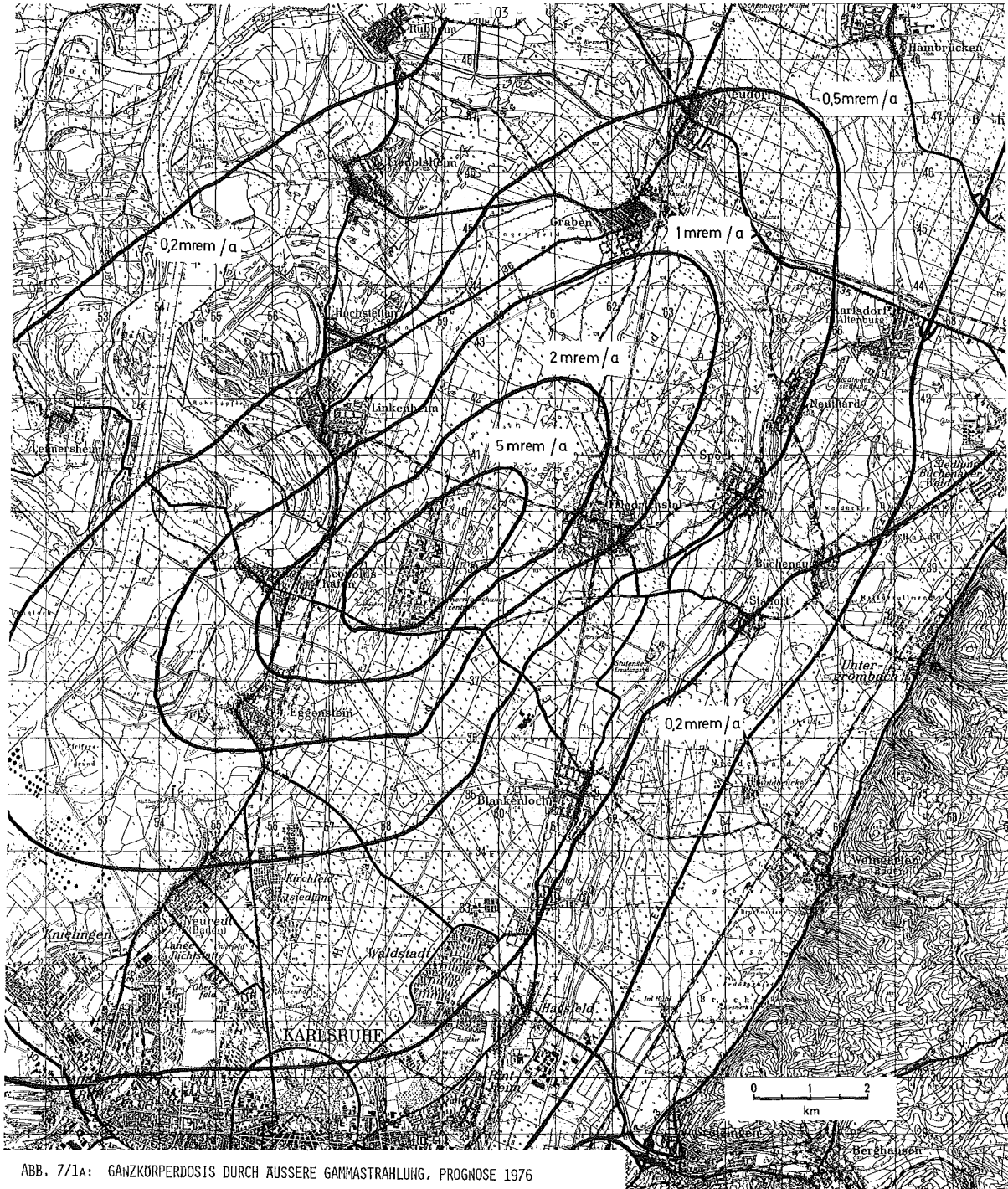


ABB. 7/1a: GÄNZKÖRPERDOSIS DURCH AUSSERE GAMMASTRAHLUNG, PROGNOSE 1976

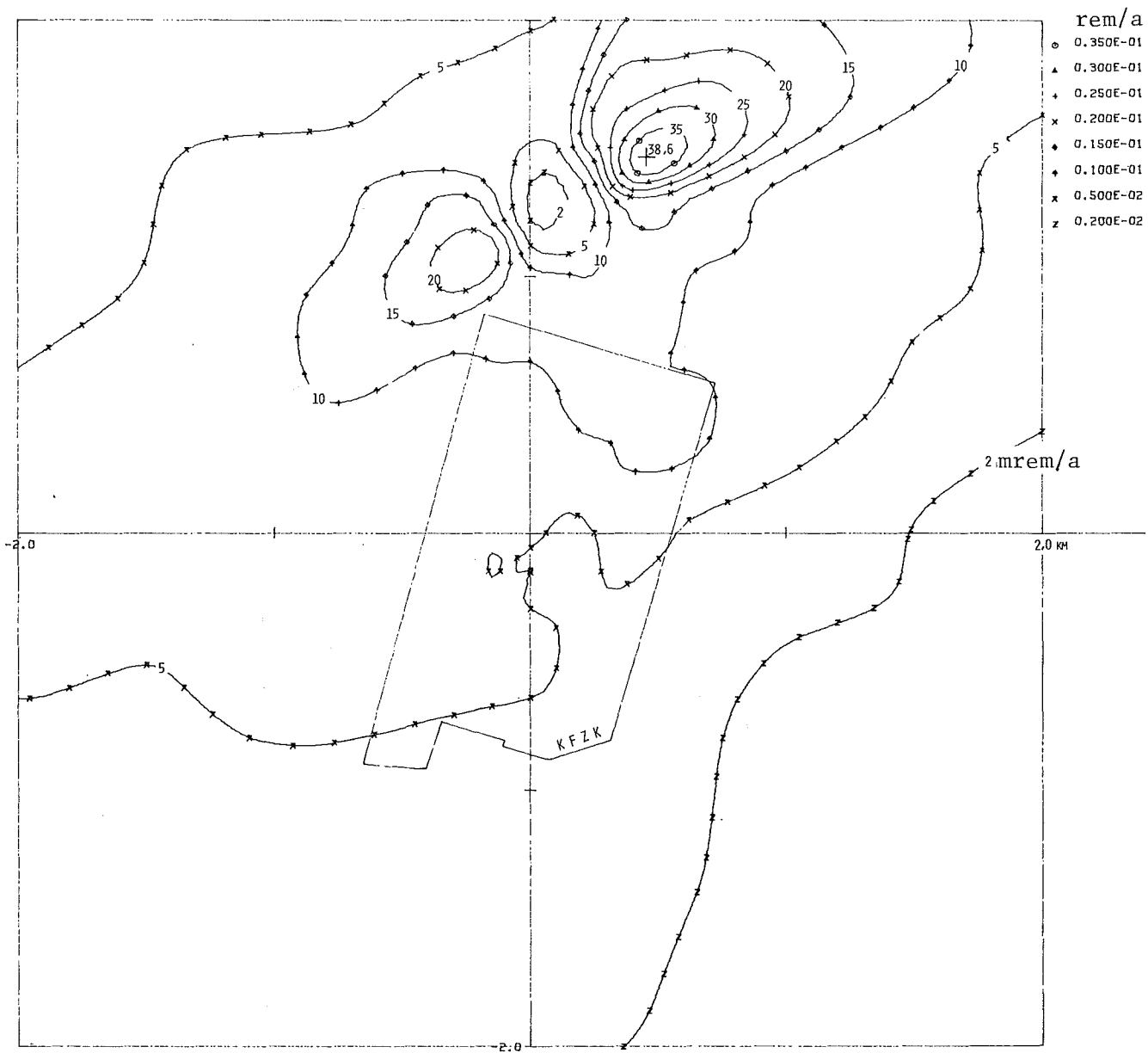


ABB. 7/2 HAUTDOSIS DURCH ÄUSSERE BESTRAHLUNG,
PROGNOSE 1976

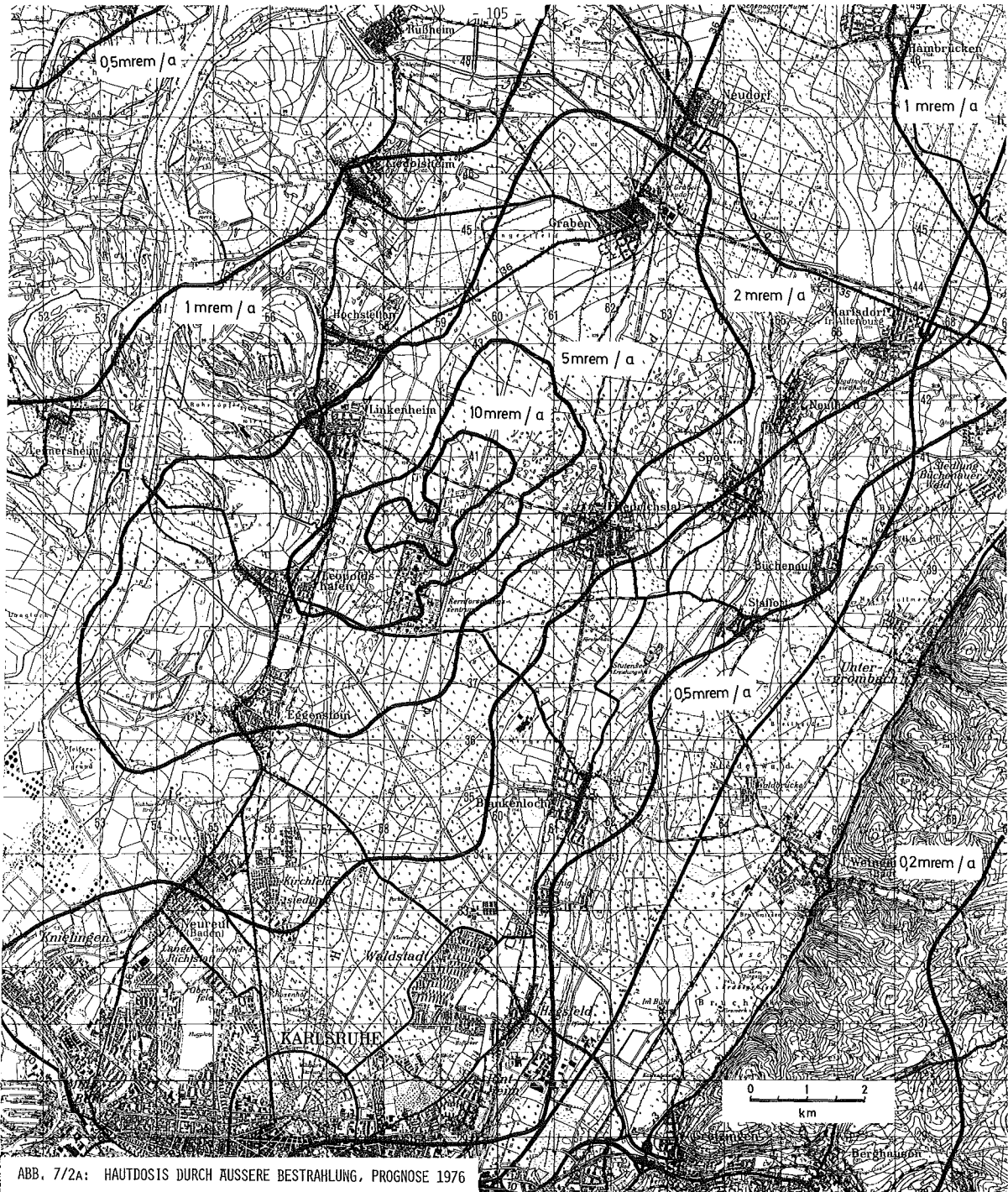


ABB. 7/2A: HAUTDOSIS DURCH AUSSERE BESTRAHLUNG, PROGNOSE 1976

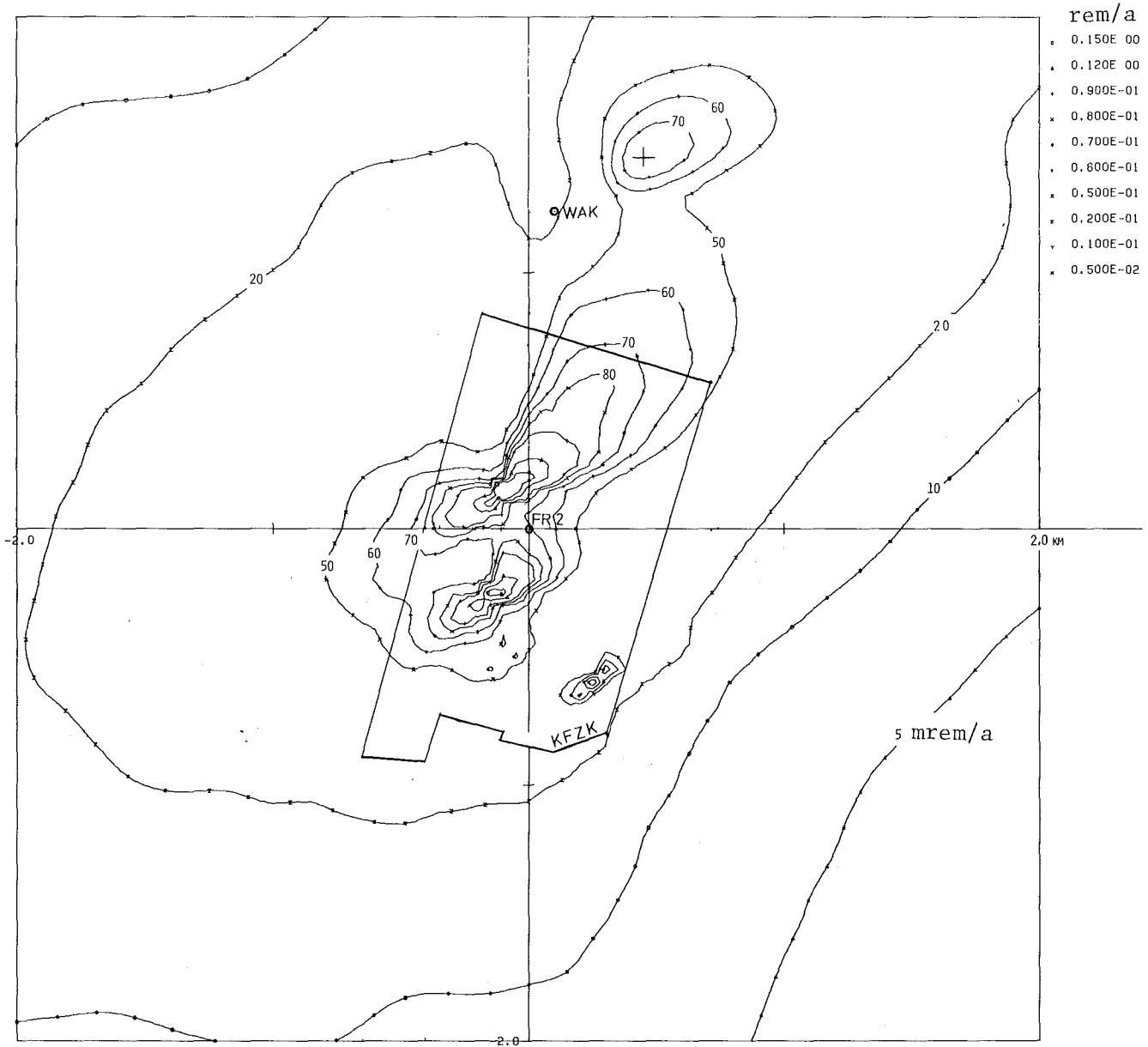


ABB. 7/3 SCHILDDRÜSENDOSIS EINES KLEINKINDES DURCH JOD-INGESTION, PROGNOSE 1976

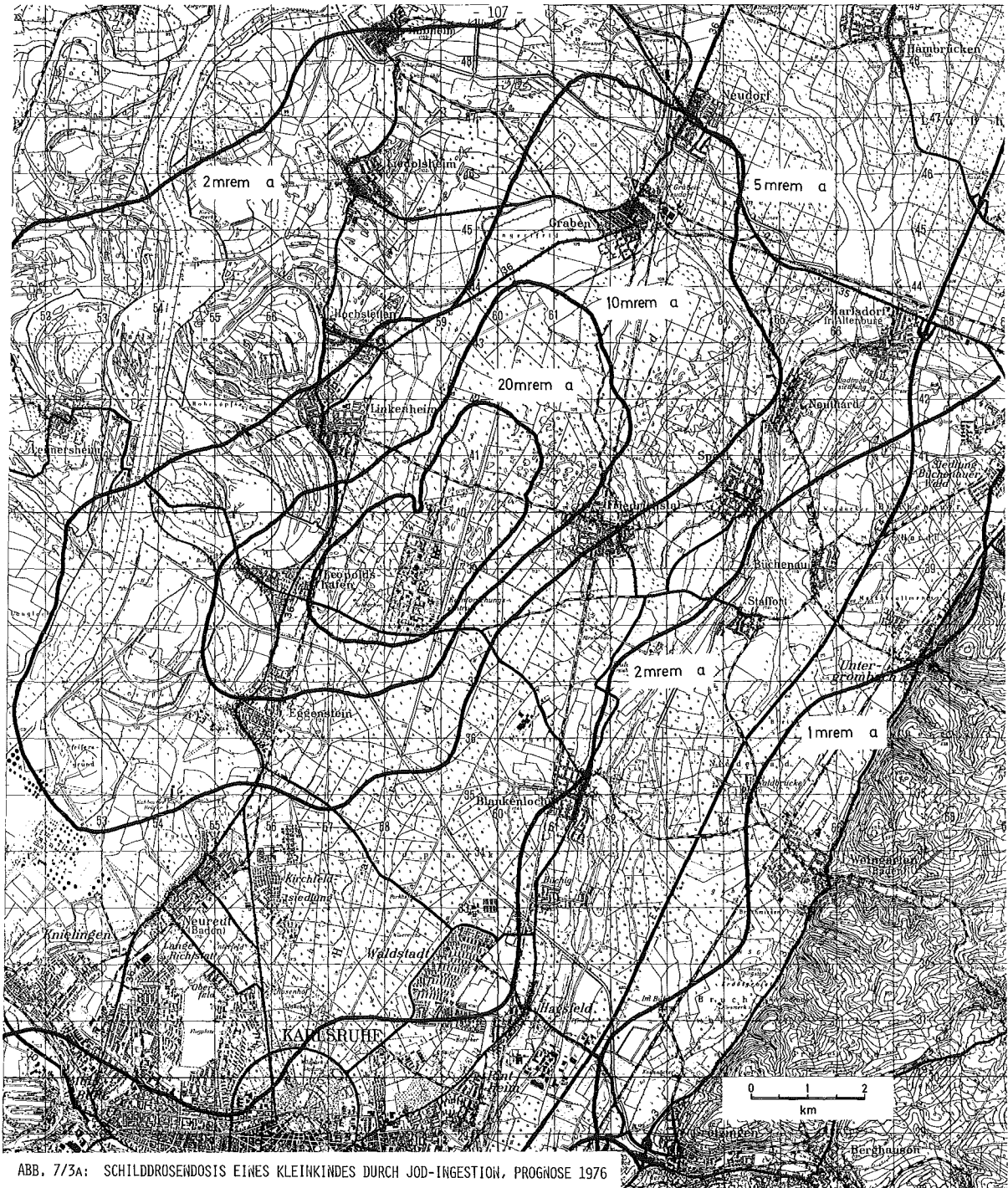


ABB. 7/3a: SCHILDRÜSENDSIS EINES KLEINKINDES DURCH JOD-INGESTION, PROGNOSE 1976

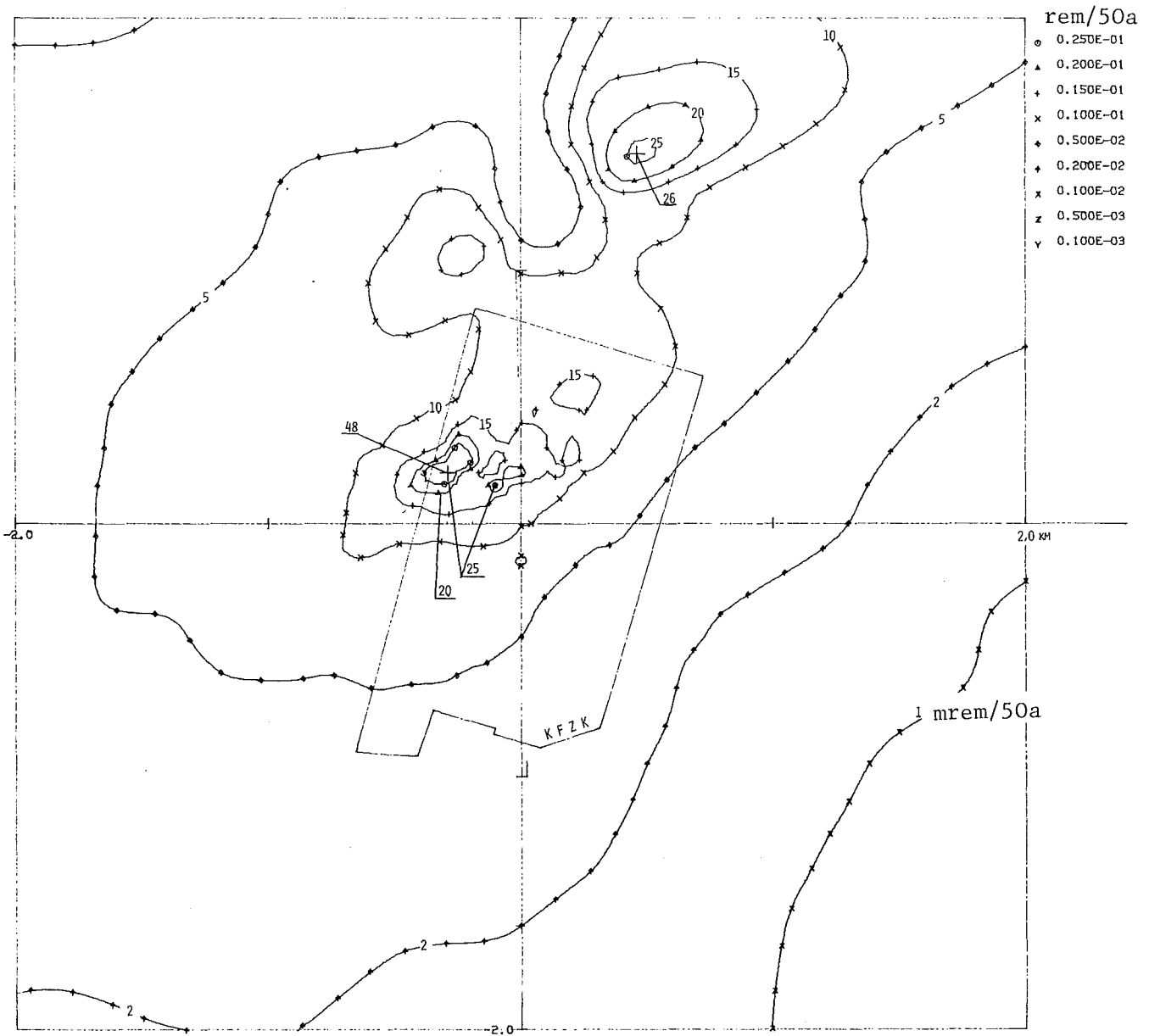


ABB. 7/4 KNOCHENMARKDOSIS DURCH INHALATION DER RADIONUKLIDE DER GRUPPE A,
PROGNOSE 1976

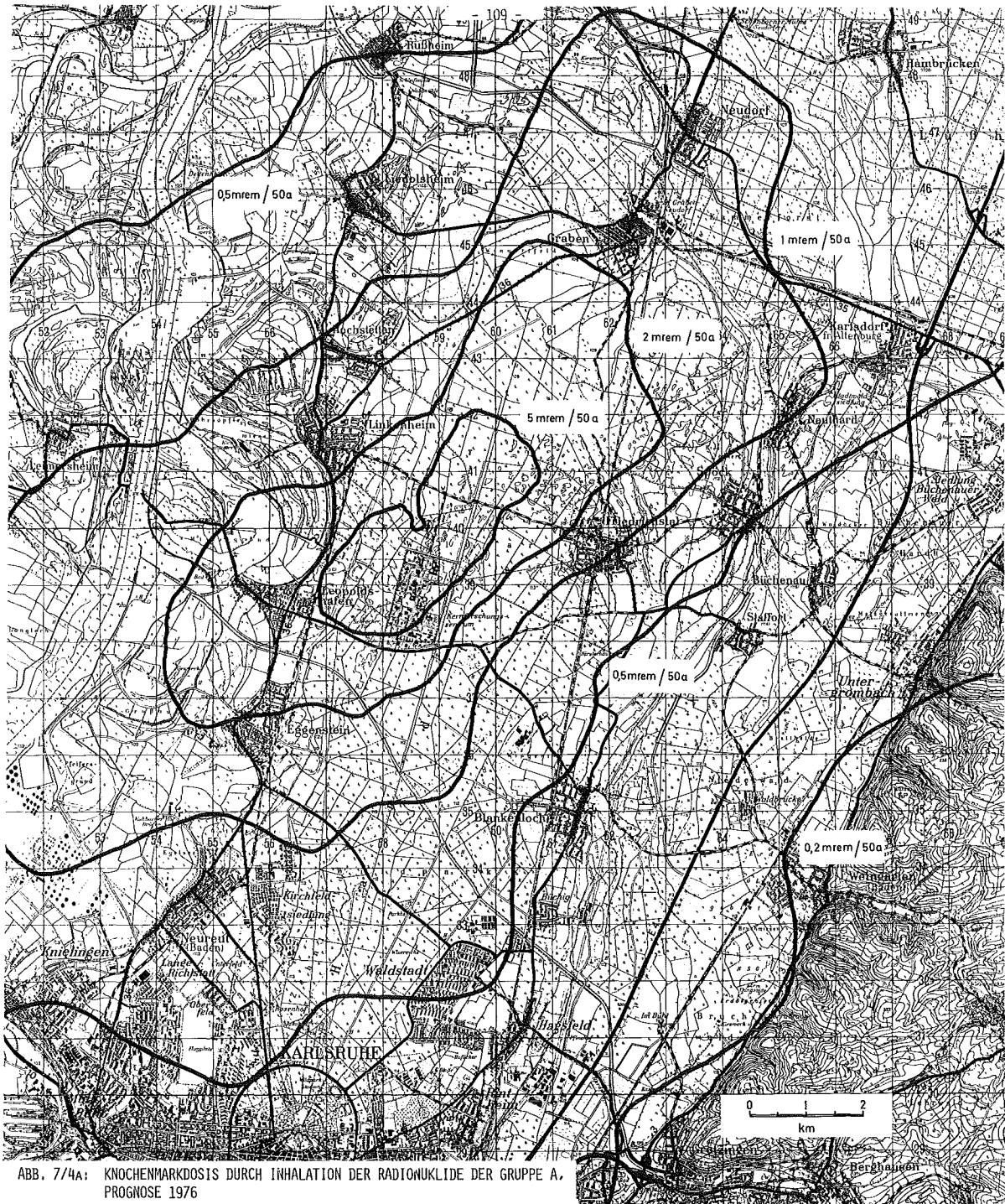


ABB. 7/4A: KNOCHENMARKDOSIS DURCH INHALATION DER RADIONUKLIDE DER GRUPPE A, PROGNOSE 1976

Tab. 7/4 Abschätzung der Strahlenbelastung im KFZK und in der Umgebung auf der Basis des Abluftplanes für 1976

Ort	Ganzkörperdosis durch äußere γ -Strahlung	Hautdosis durch äußere β -Strahlung	Schilddrüsendosis durch Jod-Ingestion (Kleinkind)	Lungendosis durch Nuklide der Gruppe B	Ganzkörperdosis durch H-3-Inhalation	Integrierte Knochen-dosis durch Pu-239-Inh.	Effektive Gesamtdosis**
	mrem	mrem	mrem	mrem	mrem	mrem/50a	mrem/a
Graben	1,0	2,4	6,7	0,14	0,12	1,7	3,2
Neudorf	0,7	1,8	5,0	0,11	0,09	1,2	2,3
Friedrichstal	1,1	1,6	5,2	0,08	0,10	1,1	2,5
Spöck	0,5	0,9	2,9	0,05	0,06	0,6	1,3
Neuthard	0,8	1,7	4,9	0,10	0,09	1,1	2,3
Karlsdorf	0,5	1,3	3,5	0,07	0,07	0,9	1,6
Staffort	0,3	0,5	1,8	0,03	0,04	0,4	0,8
Blankenloch	0,3	0,6	2,0	0,04	0,04	0,5	0,9
Hagsfeld	0,3	0,6	1,8	0,04	0,03	0,4	0,9
Karlsruhe-Markt	0,2	0,5	1,5	0,03	0,03	0,4	0,7
Neureut	0,5	1,0	3,3	0,06	0,06	0,8	1,5
Eggenstein	2,7	2,2	8,7	0,12	0,17	1,8	5,0
Leopoldshafen	2,2	4,2	12,9	0,26	0,22	3,2	6,4
Linkenheim	1,0	2,2	6,4	0,14	0,11	1,7	3,2
Hochstetten	0,6	1,6	4,6	0,10	0,08	1,2	2,2
Liedolsheim	0,4	1,0	3,0	0,07	0,05	0,8	1,4
Rußheim	0,3	0,7	2,0	0,05	0,04	0,5	1,0
Leimersheim	0,4	1,3	3,2	0,08	0,05	0,9	1,6
Nordtor	18,3	13,1	67,3	0,84	1,20	13,7	35,6
Südtor	7,5	4,8	34,7	0,27	0,68	4,3	13,3
Zaun NO von FR 2	17,1	9,9	59,6	0,45	1,27	9,6	29,7
Zaun SW von FR 2	10,1	6,5	41,3	0,32	0,75	5,3	17,3
Ort der maximalen Dosis außerhalb des KFZK-Geländes	25	38,6	75	2,52	1,30	28	55
Koordinaten x [m] der maximalen Dosis*	-415	450	450	450	-450	-370	-320
y [m]	0	1450	1450	1450	-150	200	350

*bezogen auf den FR 2-Kamin

**siehe Hinweis S. 100, 1. Absatz

7.2 Ausbreitungsversuche

J. Hiller, H. Schüttelkopf, P. Thomas

7.2.1 Durchführung der Versuche

Im Jahr 1975 fanden sechs Versuche statt:

- Versuch Nr. 29: Abgabe von CFC_3 in 60 m Höhe vom meteorologischen Mast
- Versuch Nr. 30, 31, 32: Simultane Abgabe von CFC_3 und CF_2Br_2 in 60 m Höhe vom meteorologischen Mast
- Versuch Nr. 33: Abgabe von CF_2Br_2 in 100 m Höhe vom Kamin des FR 2
- Versuch Nr. 34: Simultane Abgabe von CF_2Br_2 in 100 m Höhe und CFC_3 in 60 m Höhe vom meteorologischen Mast.

Bei jedem Experiment wurden ca. 50 Sammelstellen auf 5 Bögen eines Kreissektors mit ca. 100° Öffnungswinkel verteilt.

Die automatische Probenahmetechnik konnte bei drei Versuchen durch den Einsatz von jeweils zwei automatischen Stationen getestet werden. Wegen Lieferungsverzögerungen bei den magnetischen Ventilen kamen die automatischen Probenahmestationen jedoch noch nicht in größerer Zahl, wie vorgesehen, zum Einsatz; der Personalbedarf für die Versuchsdurchführung war dementsprechend groß. Das begründet auch die geringe Zahl der durchgeführten Versuche.

Der erste Einsatz eines automatischen Probeinjektors für die gaschromatographische Analyse verlief zufriedenstellend. Eine statistische Untersuchung über mehrere Größenordnungen der Leitsubstanz-Konzentration zeigte allerdings, daß Querkontamination zwischen den verschiedenen Proben in der Anlage noch nicht ausgeschlossen werden kann. An der Beseitigung dieser Fehlerquelle wird gearbeitet. Der Einsatz des digitalen Peakintegrators führte zu einer wesentlichen Erleichterung der Auswertarbeit.

Von den in Auftrag gegebenen 140 automatischen Probenahmegeräten wurden zum Jahreswechsel 70 Stück geliefert. Sie werden zur Zeit auf Funktionstüchtigkeit, Dichtheit und Konstanz des Enddrucks geprüft.

7.2.2 Auswertung der Luftproben

Von den sechs im Jahre 1975 durchgeführten Ausbreitungsversuchen (Nr. 29 bis 34) waren drei erfolgreich (Nr. 31, 32 und 34). Während der Versuche Nr. 30 und 33 traten starke Windrichtungsänderungen auf; die Tracerfahnen lagen trotz des großen Öffnungswinkels des Probenahmesektors außerhalb des mit Meßstellen belegten Gebietes. Eine chemische Kontamination im Labor verdarb die Proben des Versuchs Nr. 29. Bei Versuch Nr. 34 (simultane Emission in 60 und 100 m Höhe) waren in der Nahzone die Konzentrationen der beiden Leitsubstanzen naturbedingt sehr verschieden. Dadurch wurde die Nachweisgrenze für den in 60 m Höhe emittierten Tracer um den Faktor 4-5 erhöht (Tailing). Die Zahl der Probenahmestationen mit meßbaren Konzentrationen des in 100 m Höhe freigesetzten Tracers ist wegen der unterschiedlichen Emissionshöhe und wegen der schlechteren Nachweisgrenze für CF_2Br_2 relativ klein, die Auswertung entsprechend schwierig. Der Versuch zeigte jedoch, wie die Anordnung der Probenahmestationen und die gaschromatographische Meßtechnik bei der simultanen Abgabe zweier Tracer in unterschiedlichen Höhen verändert werden müssen.

7.2.3 Austauschbarkeit der Leitsubstanzen CFCl_3 und CF_2Br_2

Bei dem am 10.4.1975 durchgeführten Ausbreitungsexperiment Nr. 30 drehte der Wind bereits während des Experiments aus dem ausgesteckten Sektor heraus. In nur wenigen Proben waren die Leitsubstanzen CFCl_3 und CF_2Br_2 meßbar. Diese Leitsubstanzen waren gleichzeitig in 60 m Höhe emittiert worden.

Unter den gegebenen experimentellen Bedingungen müssen die aus der Konzentration des CFCl_3 und der des CF_2Br_2 berechneten Ausbreitungsfaktoren etwa gleich groß sein. In Tab. 7/5 ist das Verhältnis der Ausbreitungsfaktoren angegeben. Mit wenigen Ausnahmen - es handelt sich um besonders kleine Konzentrationen - liegt es nahe bei eins. Bei kleinen Konzentrationen wird das Verhältnis der Ausbreitungsfaktoren durch die Schwankung der in der Natur vorkommenden und zu subtrahierenden CFCl_3 -Konzentrationen beeinflusst. Deshalb wurden von den 21 berechneten Verhältnissen die zwei kleinsten Werte nicht für die Mittelwertbildung verwendet. Der Mittelwert der restlichen 19 Werte ergibt $1,0 \pm 0,1$. Der Fehler ist der mittlere Fehler des Einzelmeßwertes.

Bei dem Ausbreitungsexperiment Nr. 31 wurden die Verhältnisse der Ausbreitungsfaktoren für 24 Sammelpositionen, beim Ausbreitungsexperiment Nr. 32 für 48 Sammelstellen bestimmt. Aus den oben erwähnten Gründen wurden dabei die jetzigen Konzentrationen ausgeschlossen, bei denen die χ -Werte um den Faktor 60 unter dem Maximum lagen. Die Mittelwerte und Fehler der Einzelmeßwerte dieser Verhältnisse betragen bei Versuch Nr. 31 $1,0 \pm 0,2$ und bei Versuch Nr. 32 $0,9 \pm 0,2$. Aus diesen Ergebnissen darf geschlossen werden, daß die beiden untersuchten Leitsubstanzen für den Einsatz zur Emission in verschiedener Höhe geeignet sind, da sie untereinander als austauschbar angesehen werden können.

Proben- nummer	Normierte Ausbreitungsfaktoren χ gemessen mit		$\frac{\chi_{\text{CFCl}_3}}{\chi_{\text{CF}_2\text{Br}_2}}$, mittlerer Fehler
	CFCl ₃ und mittlerer Fehler in 10 ⁻⁶ m ⁻²	CF ₂ Br ₂ und mittlerer Fehler 10 ⁻⁶ m ⁻²	
1	0,26 ± 0.05	0.72 ± 0.06	0.36 ± 0.07 ¹⁾
2	0.47 ± 0.06	0.48 ± 0.05	0.98 ± 0.16
3	5.9 ± 0.5	5.5 ± 0.5	1.08 ± 0.12
4	9.4 ± 0.7	10.1 ± 0.9	0.94 ± 0.11
5	11 ± 1	12 ± 1	0.94 ± 0.11
6	20 ± 2	22 ± 1	0.93 ± 0.10
7	1.8 ± 0.2	1.9 ± 0.2	0.97 ± 0.12
8	5.8 ± 0.5	6.0 ± 0.5	0.96 ± 0.11
9	35 ± 2	34 ± 3	1.02 ± 0.07
10	49 ± 4	54 ± 5	0.91 ± 0.10
11	45 ± 3	46 ± 4	0.97 ± 0.11
12	13 ± 1	11.3 ± 0.9	1.16 ± 0.13
13	38 ± 3	39 ± 3	0.97 ± 0.10
14	57 ± 4	60 ± 4	0.94 ± 0.10
15	23 ± 2	25 ± 2	0.92 ± 0.09
16	0.60 ± 0.07	0.47 ± 0.04	1.28 ± 0.18
17	0.27 ± 0.05	0.59 ± 0.05	0.46 ± 0.09 ¹⁾
18	33 ± 2	33 ± 2	1.01 ± 0.10
19	56 ± 4	53 ± 4	1.07 ± 0.12
20	25 ± 2	25 ± 2	0.99 ± 0.10
21	18 ± 1	20 ± 2	0.88 ± 0.10

Tab. 7/5 : Ergebnisse der Messung normierter Ausbreitungsfaktoren nach der gleichzeitigen Emission von CFCl₃ und CF₂Br₂ in 60 m Höhe.

¹⁾ Diese Werte wurden zur Mittelwertbildung nicht verwendet.

7.2.4 Ergebnisse

Alle im Jahre 1975 durchgeführten und ausgewerteten Versuche beziehen sich auf eine Emissionshöhe von 60 m. Die ermittelten Ausbreitungsparameter entsprechen denen, die bereits bisher bei einer Emissionshöhe von 60 m für den Standort des Kernforschungszentrums gewonnen wurden und stellen diese auf eine breitere statistische Basis. Über die sechs auswertbaren Versuche mit 60 m Emissionshöhe (Ausbreitungskategorie B bis D) läßt sich folgendes feststellen:

Mit steigender Fluktuation der vertikalen Windrichtung σ_ϕ , d.h. mit wachsender atmosphärischer Turbulenz, liegen die Kurven des horizontalen Ausbreitungsparameters σ_y höher und verlaufen über der Quelledistanz aufgetragen, flacher. Die Kurven des vertikalen Ausbreitungsparameters σ_z liegen ebenfalls höher, wenn σ_ϕ wächst; allerdings werden die Kurven steiler. Bei der simultanen Abgabe zweier Tracer in gleicher Höhe (Versuch Nr. 31 und Nr. 32) stimmen die für beide Tracer ermittelten Ausbreitungsparameter gut überein (siehe als Beispiel die Abbn. 7/5 und 7/6).

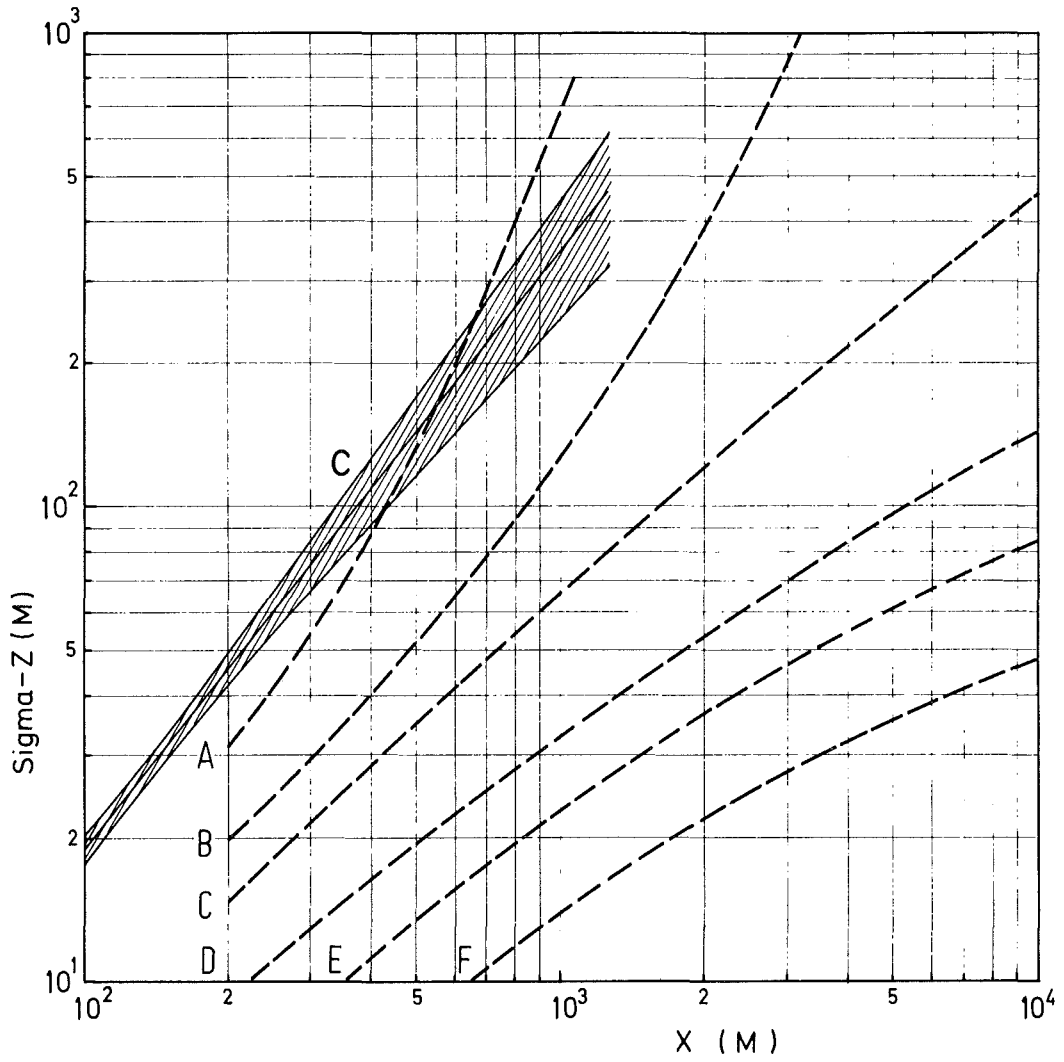


Abb. 7/5: Aus Versuch 32, Periode 1 und 2, ermittelter Ausbreitungs-
faktor σ_z , Tracer: $\text{CF}_2 \text{Br}_2$

— — — σ_z nach Pasquill/Gifford

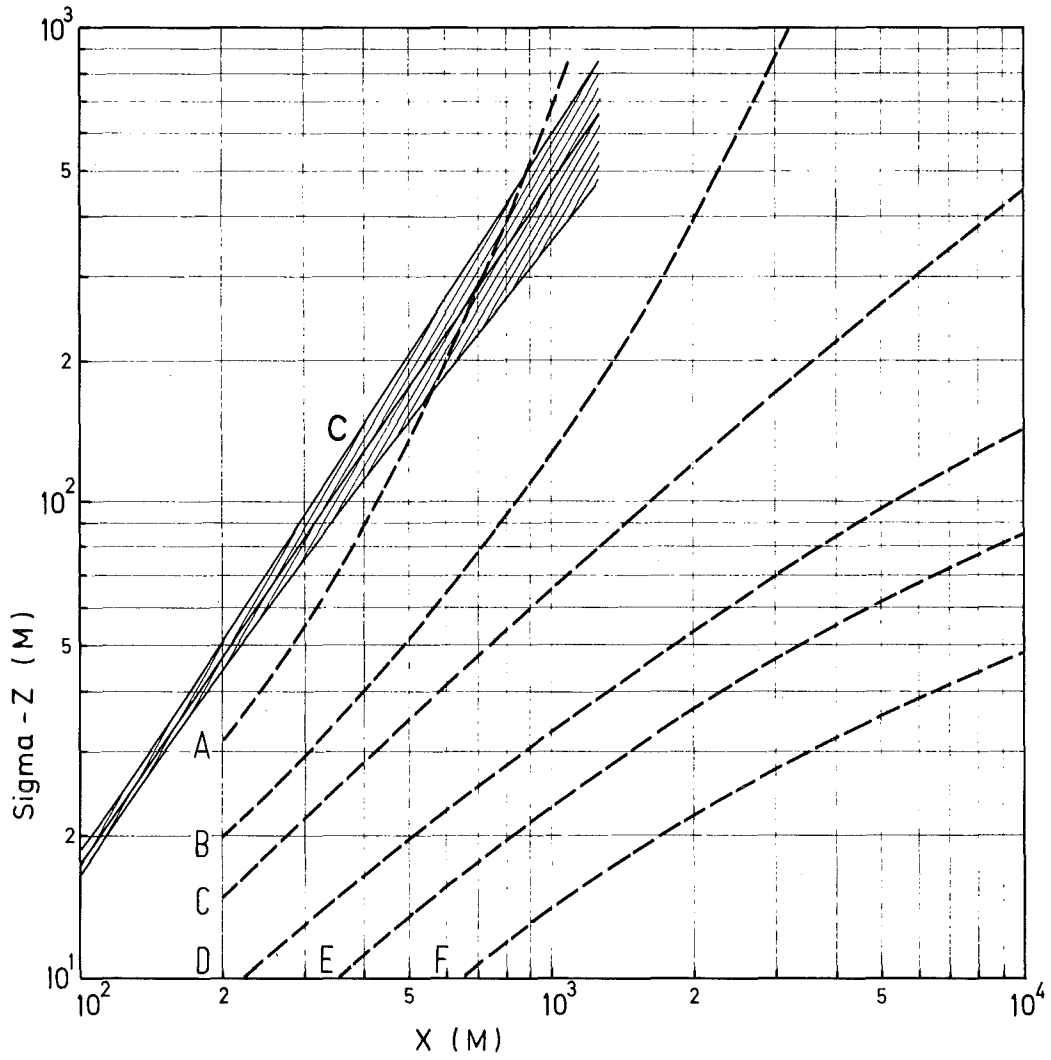


Abb.7/6: Aus Versuch 32, Periode 1 und 2, ermittelter Ausbreitungsfaktor σ_z , Tracer: CFCl_3

— — — σ_z nach Pasquill/Gifford

7.2.5 Auswertung eines Meso-Scale-Experiments

Die Meßwerte eines 1974 im Rhonetal bis zu Entfernungen von über 100 km durchgeführten Ausbreitungsversuches wurden mit demselben Rechenverfahren ausgewertet wie die Meßwerte der Ausbreitungsversuche des Kernforschungszentrums Karlsruhe. Der Versuch wurde bei der Kategorie C bis D durchgeführt. Die bei der Auswertung ermittelte Kurve des horizontalen Ausbreitungsparameters σ_y entspricht annähernd derjenigen, die für den Standort des Kernforschungszentrums Karlsruhe gefunden wurde, wenn diese bis zu größeren Entfernungen extrapoliert wird. Die Kurve des vertikalen Ausbreitungsparameters σ_z liegt niedriger und verläuft flacher als die entsprechende Kurve des KFZK. Das wird möglicherweise durch Höheninversionen bewirkt, welche die vertikale Ausbreitung in großen Quelldistanzen beeinflussen.

7.3 Messung der Gammadosisleistung der FR 2 -Abluftfahne

D. Papadopoulos

Die Messungen der γ -Dosisleistung unter der ⁴¹Ar-Abluftfahne des FR 2-Kamins wurden bei stabiler Wetterlage (Kategorie F) fortgesetzt. Als Meßgerät diente das Szintillations-Dosimeter H 7201 der Firma Ing. E. Halle, Braunschweig. Die Windrichtung wurde aus der meteorologischen Meßwarte per Funk übertragen, um möglichst in der Nähe der Abluftfahne messen zu können. Die Abluftfahne strömte zunächst über 25 - 30 m hohen Wald (Meßzone I, Entfernung vom Kamin $x \sim 1,1$ km), dann über freies Feld (Zone II, x ca. 1,7 bis 3 km).

Die gemessenen Dosisleistungen wurden als Funktion der Entfernung Y der Meßstelle von der Projektion der Abluftfahnenachse auf den Boden aufgetragen, s. Abb. 7/7 und 7/8. Die berechneten Dosisleistungen sind als ausgezogene Linie eingetragen. Der Vergleich der Messungen mit den Berechnungen zeigt, daß sich bei der stabilen Wetterlage F die Gammadosisleistung aus der Abluftfahne des FR 2 genauer und bis in größere Entfernungen als bei neutraler oder instabiler Wetterlage bestimmen läßt. Eine gute Übereinstimmung ergab sich für die Zone I bzw. II bei Annahme einer Linienquelle in 100 bzw. 70 m Höhe. Der Höhenunterschied der Linienquellen für die Zonen I und II entspricht etwa der Höhe der Bäume des Waldes, der nur in Zone I vorhanden war.

7.4 Auswirkungen von Kühltürmen großer Kernkraftwerke auf ihre Umgebung

K. Nester

Das bereits vorhandene dreidimensionale Modell zur Berechnung des Aufstiegs und der Ausbreitung von Kühlturmmissionen wurde erweitert. Es ist jetzt möglich, die Doppelwirbelstruktur der Kühlturmfahne zu simulieren. Diese Erweiterung war notwendig, um realistische Verteilungen der Vertikalgeschwindigkeit und des Regentröpfchengehaltes zu erzielen. Die mathematischen Grundlagen des Modells WALKORE (Simulation der Wirbelstruktur der Abluftströmung aus Kühltürmen mit einem Rechenprogramm) und die Ergebnisse von ersten Testrechnungen sind im KFK-Bericht 2249 zusammengefaßt. Die Abbildungen 7/9 bis 7/12 stellen Schnitte durch die Kühlturmfahne senkrecht zur Transportrichtung dar und vermitteln einen Eindruck von der Struktur der Kühlturmfahne.

Die Verteilung der Übertemperatur in der Fahne (s. Abb. 7/9) zeichnet sich durch das Entstehen zweier getrennter Bereiche mit höherer Temperatur aus, hervorgerufen durch das Einströmen von Umgebungsluft an der Unterseite der Fahne. Dieser Prozeß kann zur Ausbildung zweier getrennter Maxima führen.

Die Verteilung der zusätzlichen spezifischen Feuchte (s. Abb. 7/10) ähnelt derjenigen der Temperatur. Der sichtbare Teil der Fahne (in der Abbildung gestrichelt eingetragen) befindet sich meist im oberen Teil der Fahne und kann sich in zwei getrennte Fahnen aufspalten, was an bestehenden Kühltürmen schon beobachtet wurde.

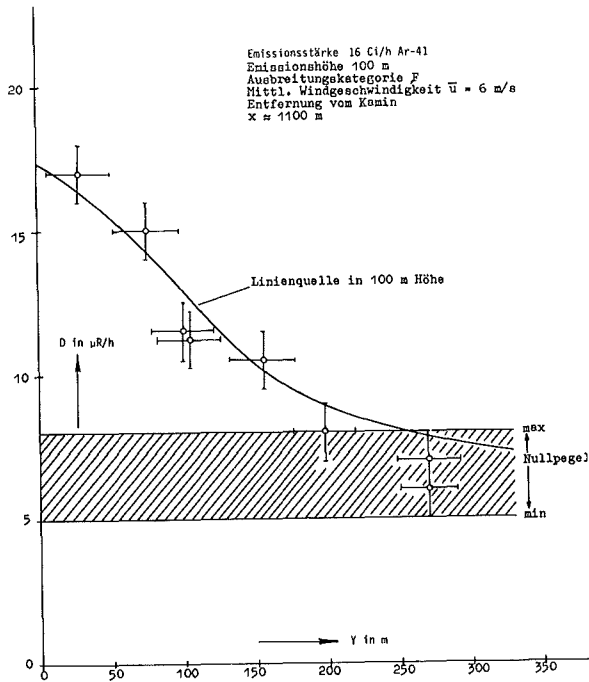


ABB. 7/7 DOSISLEISTUNG \dot{D} IN ZONE I

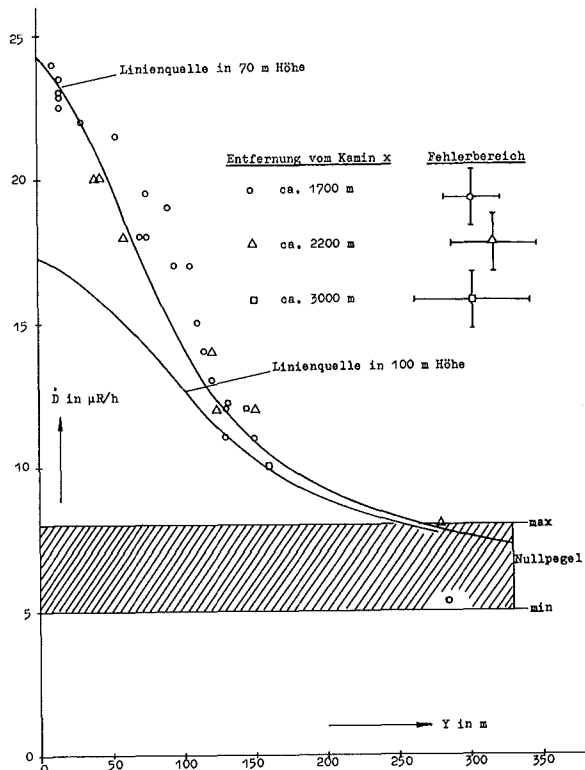


ABB. 7/8 DOSISLEISTUNG \dot{D} IN ZONE II

Die Vertikalgeschwindigkeit, s. Abb. 7/11, ist annähernd symmetrisch um eine horizontale Linie in Höhe des Maximums verteilt. Das Maximum befindet sich unterhalb desjenigen der Feuchte. Im Gegensatz zu den Temperatur- und Feuchtedifferenzen, die am unteren Rand der Fahne kaum noch feststellbar sind, ist dort noch eine ausgeprägte Vertikalgeschwindigkeit vorhanden. In der Höhe des Maximums der Vertikalgeschwindigkeit treten an den Flanken der Fahne ausgeprägte Abwindzonen auf, die annähernd so breit sind wie die Fahne selbst. Hierin spiegelt sich der Aufstieg der Fahne in Form eines Doppelwirbels wider. Im oberen und unteren Teil der Fahne sind diese Abwindzonen allerdings stark abgeschwächt.

Die Verteilung des spezifischen Regentröpfchengehaltes (s. Abb. 7/12) ist für den Niederschlag aus der Fahne maßgebend. Aufgrund der Sinkgeschwindigkeit der Tröpfchen fallen diese aus der Fahne aus. Die Tröpfchen verdunsten in dem dargestellten Beispiel vor Erreichen des Erdbodens. Es kommt deshalb zu keinem Niederschlag.

Bei den gezeigten Verteilungen handelt es sich um ein willkürlich herausgegriffenes Beispiel. Messungen, die für einen Vergleich geeignet sind, wurden von der DFVLR im Rahmen des HHT-Projektes der Kernforschungsanlage Jülich unter der Leitung von Prof. Fortak in den Kühlturmfahnen von Neurath und Meppen durchgeführt. Der Vergleich zeigte, daß die Verteilungen der relevanten Parameter in der Kühlturmfahne durch das Modell qualitativ gut beschrieben werden. Sowohl die Verteilung der Temperatur und der Feuchte als auch die der Vertikalgeschwindigkeit mit den Abwindzonen entsprechen den Meßergebnissen. Es ist somit zu erwarten, daß durch Anpassung der Modellparameter auch eine quantitative Übereinstimmung zu erzielen ist.

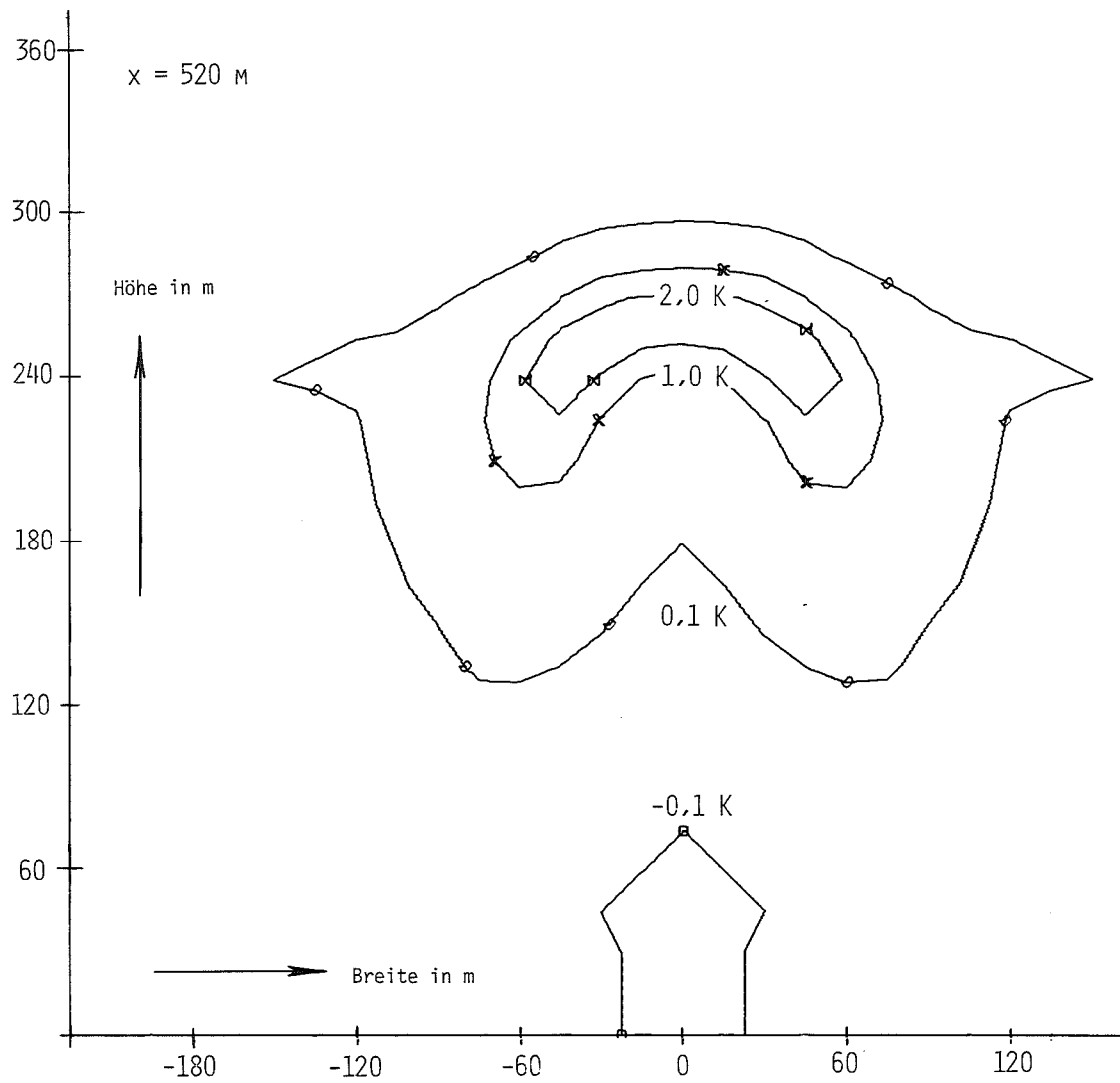


ABB. 7/9 TEMPERATURDIFFERENZ ZWISCHEN KÜHLTURMFAHNE UND UMGEBUNG

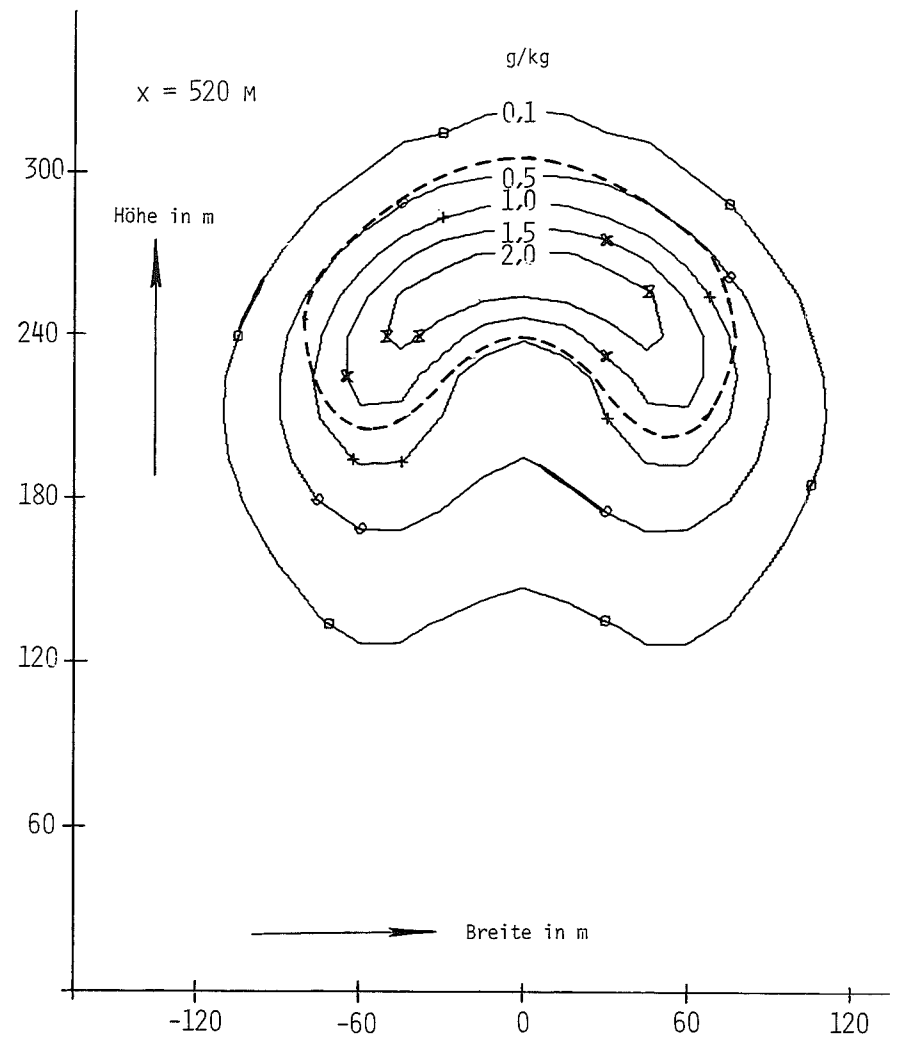


ABB. 7/10 SPEZIFISCHE FEUCHTEDIFFERENZ ZWISCHEN KÜHLTURMFAHNE UND UMGEBUNG

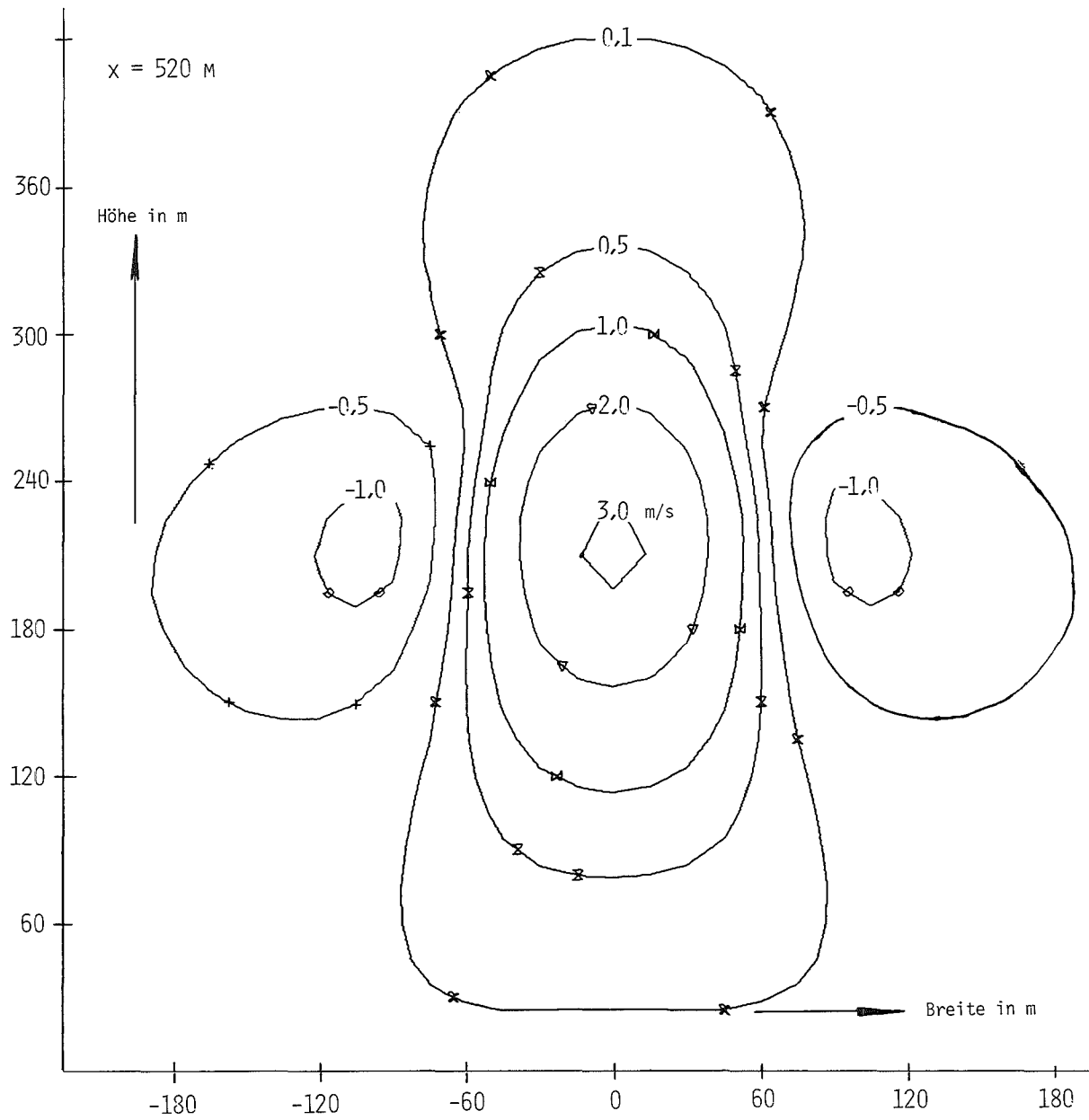


ABB. 7/11 VERTIKALGESCHWINDIGKEIT

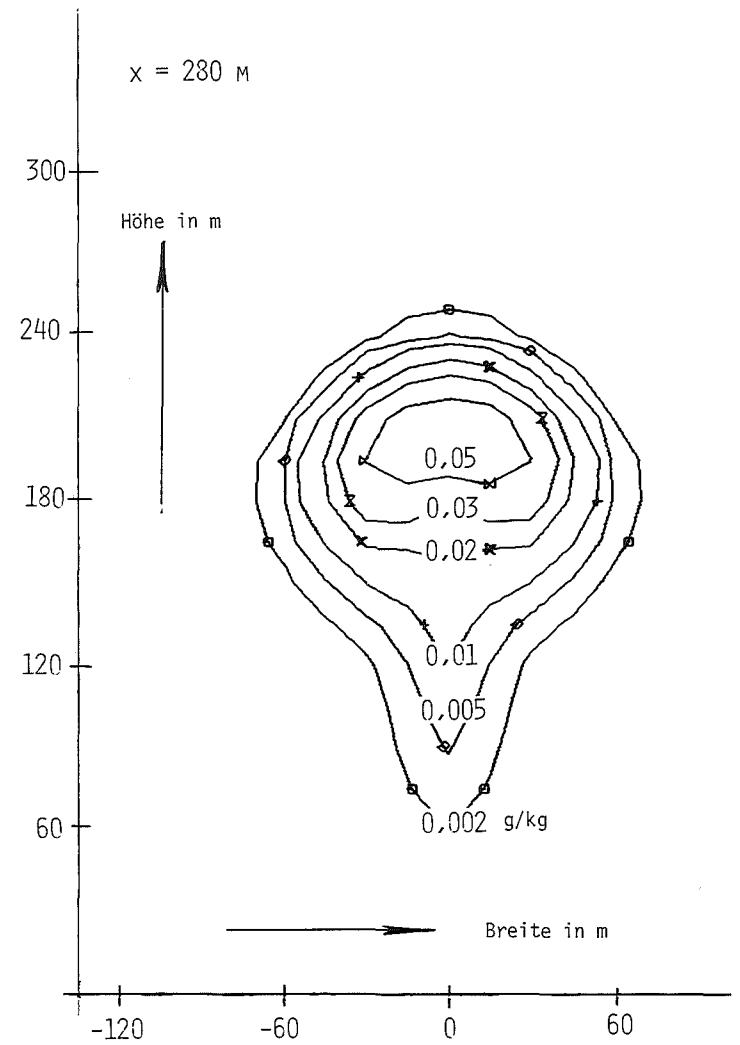


ABB. 7/12 SPEZIFISCHER REGENTRÖPFCHENGEHALT

7.5 Mischung radioaktiver und thermischer Emissionen aus Kernkraftwerken

W. Hübschmann, K. Nester

Da die Anzahl von Kernkraftwerksblöcken an einem Standort, und somit auch die Zahl von Kühltürmen und Abgaskaminen anwächst, taucht in zunehmendem Maße die Frage auf, ob die Abluftfahnen eines Kamins und eines Kühlturms sich gegenseitig beeinflussen. Zur Untersuchung dieser Frage (14) wurde als ungünstiger Fall angenommen, daß der 100 m hohe Abgaskamin eines 1000-MWe-Kernkraftwerks und sein Naßkühlturm in der Hauptwindrichtung hintereinanderliegen. Bei einer Mischung beider Abluftfahnen treten zwei gegenläufige Effekte auf:

Der Auftrieb der Kühlturmfahne sorgt für eine Verringerung der Schadstoffkonzentration in Bodennähe; aber das Auswaschen (Wash-out) der aerosolförmigen Schadstoffe, auch des elementaren Jods, aus dem Schwaden des Kühlturms wird verstärkt. Da bei radioaktiven Edelgasen nur der erstere Effekt wirksam ist, wird deren radiologische Wirkung soweit reduziert, daß sie praktisch keine Bedeutung mehr hat. Die Auswirkung auf radioaktives Jod in elementarer Form zeigt Abb. 7/13; Die Bodenkontamination durch trockene Ablagerung über glattem und rauhem (z.B. bewaldetem) Untergrund im Hauptausbreitungssektor (dem Hauptwindrichtungssektor gegenüberliegend) ist durch die dünnen Kurven, die Auswaschung durch Niederschlag aus der trockenen Abluftfahne durch die dünne Gerade angegeben. Deren Summe (dick ausgezogene Kurven) stellt die Gesamtablagerung aus der trockenen Abluft dar. Die Gesamtablagerung aus der gemischten, feuchten Abluft (dicke Gerade) ist nur in kurzen Entfernungen unter 400 bis 800 m, und nur im Hauptausbreitungssektor höher, in größeren Entfernungen geringer als die aus der trockenen Abluft. Wird das elementare Jod durch ein wirksames Jodfiltersystem zurückgehalten, so daß das restliche Jod nur in schwer abscheidbarer Form abgegeben wird, dann wird dessen radiologische Wirkung in ähnlicher Weise wie die der radioaktiven Edelgase reduziert.

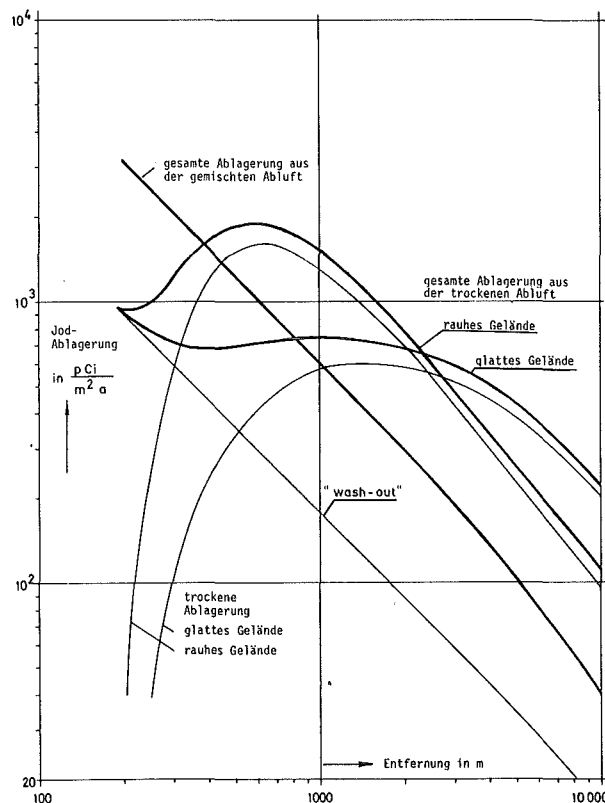


Abb. 7/13 JODABLAGERUNG IM HAUPTAUSBREITUNGSSEKTOR, QUELLSTÄRKE $\dot{A} = 1 \text{ Ci/a}$

7.6 Vorschlag für ein Meßstellennetz in der Umgebung kerntechnischer Anlagen zur Bestimmung der Gamma-Dosisleistung bei Unfällen

W. Hübschmann, D. Papadopoulos, P. Thomas

Ein Meßstellennetz in unmittelbarer Umgebung einer kerntechnischen Anlage soll es ermöglichen, bei einer unfallbedingten Emission radioaktiver Stoffe in die Atmosphäre zusammen mit ebenfalls gemessenen meteorologischen Daten Rückschlüsse auf die Quellstärke der Gamma-Aktivität, ggf. auch auf die Höhe der radioaktiven Abluftfahne über dem Boden, zu ziehen (15). Die Anzahl der Meßstellen soll aus wirtschaftlichen Erwägungen klein, aber doch genügend groß sein, um aus dem Verhältnis der gemessenen Gammadosisleistungen benachbarter Dosimeter die Emission gammaaktiver Stoffe zuverlässig erkennen und einschätzen zu können. Es wird vorgeschlagen, die Meßstellen auf einem Kreis mit dem Emittenten als Mittelpunkt gleichmäßig zu verteilen. Das Maximum der Dosisleistung liegt bei Emissionshöhen zwischen 20 m und 150 m und bei verschiedenen Ausbreitungskategorien in Entfernungen zwischen 200 m und 1000 m. Um dieses Maximum zu nutzen und außerdem eine Beeinflussung der Meßgeräte durch Direktstrahlung aus dem möglicherweise beschädigten Sicherheitsbehälter zu vermeiden, soll der Radius P des Meßstellenringes zwischen 500 und 1000 m betragen.

Die γ -Dosisleistungsinstrumente sollten einen Meßbereich zwischen 10 mR/h und 1000 R/h abdecken. Jede Meßstelle wird daher mit zwei Dosimetern besetzt. Um die unfallbedingte Emission abschätzen zu können, sind drei Meßwerte innerhalb des Meßbereichs nötig. Die notwendige Anzahl der Meßstellen wurde für zwei Grenzfälle der Lage der Abluftfahne relativ zu den Meßstellen (Fall 1 und 2) abgeschätzt, s. Tab. 7/6. Die ungünstigsten, d.h. kleinsten Abstände der Meßstellen ergeben sich bei einer schmalen Abluftfahne. Deshalb wurden bei dieser Abschätzung eine Linienquelle der γ -Energie 1,5 MeV, sowie zum Vergleich je eine Abluftfahne bei der häufigsten Ausbreitungskategorie D und bei der stabilen Kategorie F angenommen.

Gemäß der Tabelle 7/6 wächst die Zahl der Instrumente mit dem Radius R und mit abnehmender Emissionshöhe H. Effektive Emissionshöhen von weniger als 50 m erscheinen unrealistisch, da ein großer Unfall wahrscheinlich mit großer thermischer Emission und entsprechend großem Auftrieb der freigesetzten Spaltprodukte verbunden ist. Daher wird ein Radius des Meßstellenringes von 800 m und eine Anzahl von mindestens 9 Meßstellen vorgeschlagen.

		Fall 1				Fall 2				Fall 1						
		Linienquelle														
R	H	D				F				D				F		
		20	50	100	200	20	50	100	200	20	50	100	20	50	100	
500		9								6				8		
600		11	7			7				8	7		10	6		
700		13	9	7		9				9	8	6	12	8		
800		15	9	8	6	11				10	9	7	13	9	6	
900		17	12	9	7	13	8			11	10	8	14	10	8	
1000		19	13	9	8	15	9	8		12	11	9	16	11	9	

Tab. 7/6 Zahl der Meßstellen in Abhängigkeit des Radius R [m] und der Emissionshöhe H [m] bei Annahme einer Linienquelle bzw. der Ausbreitungskategorien D und F

7.7 Strahlenbelastung in der Umgebung kerntechnischer Anlagen nach hypothetischen Unfällen

H. Dilger, W. Hübschmann, K. Nester, D. Papadopoulos, S. Vogt

7.7.1 Prognose der Strahlenbelastung der Bevölkerung

Hypothetische Unfälle sind Ereignisse, deren Auswirkungen auf die Umwelt und auf die Bevölkerung, bedingt durch die in die Atmosphäre freigesetzten radioaktiven Spaltprodukte, über die des größten anzunehmenden Unfalls hinausgehen. Solche Störfälle haben nur eine geringe Wahrscheinlichkeit von etwa 10^{-5} bis 10^{-6} pro Reaktorbetriebsjahr (s. WASH-1400); da aber deren Gefährdungspotential groß ist, sollte eine Notfallplanung zum Schutze der Bevölkerung vorhanden sein. Vorrangig ist dabei eine möglichst zuverlässige Prognose der Gefährdung der Bevölkerung, damit rechtzeitig Gegenmaßnahmen ergriffen werden können (12).

Diese Prognose sollte enthalten:

- das Gebiet, in welchem das Dosismaximum mit großer Wahrscheinlichkeit zu erwarten ist,
- wahrscheinliche obere Grenze der zu erwartenden maximalen Strahlendosis.

Ausgehend von der zu Beginn eines Unfalls herrschenden Ausbreitungskategorie, der Windrichtung, der Windgeschwindigkeit und der Tageszeit, ist es möglich, mit Hilfe von Diagrammen wie Abb. 7/14 das gefährdete Gebiet vorherzusagen (64). Die Vorhersage basiert auf der statistischen Analyse bisher registrierter Wetterabläufe. Dabei sind die ungünstigsten 10 % aller Wetterlagen unberücksichtigt.

Am Beispiel eines Modellunfalls werden die wesentlichen Ergebnisse und gleichzeitig der Gebrauch der Abb. 7/14 erläutert;

- Um 10 Uhr beginnt die Emission, die wahrscheinlich 3 Stunden andauert.
- Die Quellstärke wird als konstant angenommen.
- Zu Emissionsbeginn herrscht die Kategorie A.

In Abb. 7/14 werden die zur Ausbreitungskategorie A gehörigen Diagramme für V_D , $\Delta\phi$ und "zu X_T gehöriger Kategorienbereich" aufgesucht. Ausgehend von 10 Uhr auf der Abszisse ergibt sich:

- Die Quelledistanz X_T des Dosismaximums wird durch die Kategorie A oder A/B bestimmt. Bei bekannter Emissionshöhe kann damit die Quelledistanz in Metern angegeben werden.
- Die azimutale Lage des Dosismaximums wird höchstens um $\frac{1}{2} \Delta\phi$, nämlich um 110° von der um 10 Uhr herrschenden Ausbreitungsrichtung abweichen.
- Mit Hilfe des Faktors V_D wird angegeben, wie weit die maximale Dosis von derjenigen abweicht, die sich ergibt, wenn die zu Emissionsbeginn herrschenden meteorologischen Bedingungen während der Dauer der Emission konstant bleiben.

Alle Voraussagen gelten mit 90%-iger Wahrscheinlichkeit. Voraussetzung für die Anwendung dieser Diagramme ist das Vorhandensein eines meteorologischen Informationssystems (3, 4). Dieses liefert neben den Informationen über Windrichtung und -geschwindigkeit auch eine zuverlässige Angabe der Stabilitätskategorie. Die Werte $\Delta\phi$ und X_T können zur Angabe eines Segmentes, in welchem die höchsten bodennahen Aktivitätskonzentrationen während des Emissionszeitraumes ΔT zu erwarten sind, zusammengefaßt werden. In Abb. 7/15 ist dieses Segment auf ein Gebiet erweitert, in welchem mehr als 50 % der Maximalkonzentration zu erwarten ist. In einem solchen Segment müßten bei einer unfallbedingten Freisetzung von einem Überwachungstrupp Strahlungsmessungen vorgenommen werden, um Rückschlüsse auf die tatsächliche Aktivitätsquellstärke und somit auf die Gefährdung der Bevölkerung ziehen zu können.

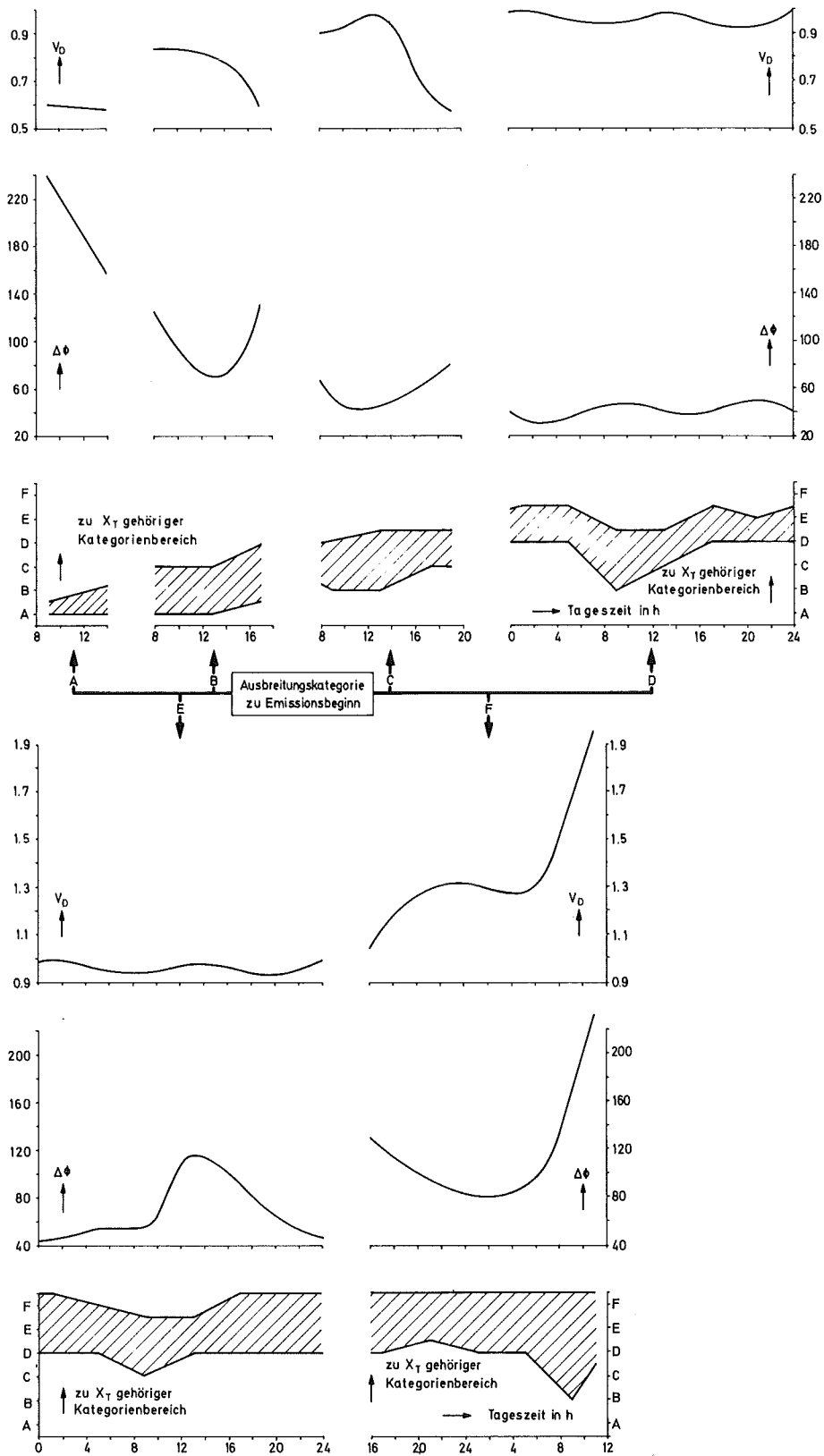
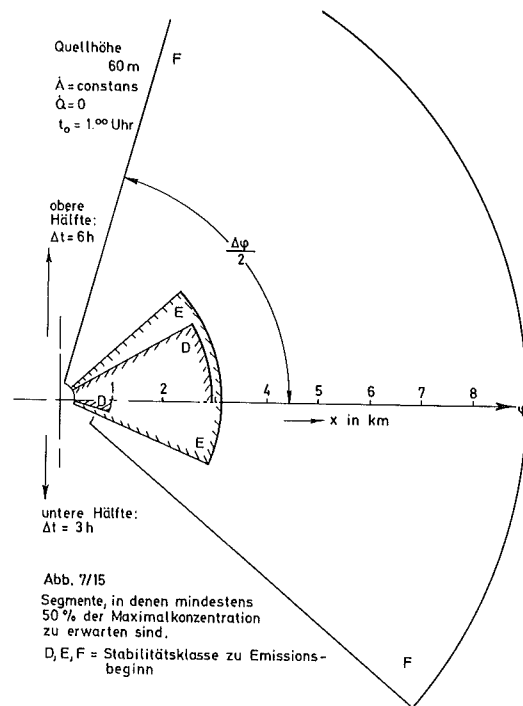


ABB. 7/14 BESTIMMUNG DER LAGE UND HÖHE DES DOSISMAXIMUMS NACH EINER KURZZEITEMISSION



7.7.2 Analyse der Reactor Safety Study ("Rasmussen-Studie")

Aufbauend auf einer kritischen Würdigung des Modells der atmosphärischen Ausbreitung in der "Rasmussen-Studie", WASH-1400, wurde die Analyse vertieft mit dem Ziel, unvollständige Ergebnisse und fehlende Details der Studie zu ergänzen.

Hierzu wurde das in WASH-1400 beschriebene Modell der atmosphärischen Ausbreitung, der Bevölkerungsverteilung und der Gesundheitsschäden programmiert. Bei der atmosphärischen Ausbreitung werden folgende Einflüsse berücksichtigt:

- Aufstieg der Abluftfahne aufgrund der freigesetzten thermischen Energie und der durch Selbstabsorption der radioaktiven Strahlung aufgenommenen Energie,
- trockene Ablagerung von Spaltprodukten am Erdboden,
- Auswaschung von Spaltprodukten durch Niederschlag.

Das Bevölkerungsmodell geht aus von einer gegebenen Bevölkerungsdichte (Personen/km²) und liefert in Abhängigkeit der Ausbreitungskategorie und der Entfernung die Anzahl der strahlengefährdeten Personen. Etwaige Evakuierungsmaßnahmen werden durch ein Evakuierungsmodell simuliert.

Die Personen im Einwirkungsbereich der Abluftwolke werden über drei Belastungspfade bestrahlt:

- innere Bestrahlung durch Inhalation der vorüberziehenden Abluft,
- äußere Bestrahlung durch am Boden abgelagerte Aktivität während der Dauer von 24 Stunden,
- äußere Bestrahlung (γ -Strahlung) aus der vorüberziehenden Abluftfahne.

Bezüglich der Ganzkörperdosis wird unterschieden zwischen einer Kurzzeitdosis, welche 30 d, und einer Langzeitdosis, welche über 50 a integriert wird. Neben der Ganzkörperdosis werden die Organdosen für Lunge, Schilddrüse und Magen-Darm-Trakt, resultierend ebenfalls aus den drei Belastungspfaden, berechnet.

Die gesundheitlichen Schäden werden aufgeschlüsselt in:

- akut Strahlentote durch Ganzkörper-Kurzzeit-Dosis,
- " " " Lungen-Dosis,
- " " " Magen-Darm-Trakt-Dosis,
- akut Strahlenkranke (Überlebend) durch Ganzkörper-Kurzzeit-Dosis,
- Schilddrüsenkrebsfälle bei Kindern durch Schilddrüsen-Inhalations-Dosis,
- Krebsfälle durch Ganzkörper-Langzeit-Dosis.

Die Zahl der akut Strahlengeschädigten ergibt sich durch Multiplikation der Anzahl der bestrahlten Personen mit der Wahrscheinlichkeit für Tod bzw. für Krankheit. Diese Wahrscheinlichkeit steht in einer linearen Beziehung zur Höhe der Dosis D im Bereich $D_u \leq D \leq D_0$. Oberhalb D_0 ist die Wahrscheinlichkeit gleich 1, unterhalb D_u ist sie Null.

Es wurden einige Testrechnungen durchgeführt mit folgenden Eingabedaten: Unfallkategorie PWR-2, mittlere Bevölkerungsdichte eines amerikanischen Kernkraftwerksstandortes und mittlere Ausbreitungsbedingungen, simuliert durch 25 Einzelsituationen. Abb. 7/16 zeigt die radiale Verteilung der akuten Strahlenschäden. Daneben sind die folgenden Punkte besonders hervorzuheben:

1. Die Langzeit-Ganzkörper-Inhalationsdosis übersteigt die Kurzzeit-Ganzkörper-Inhalationsdosis nur etwa um den Faktor 2.
2. Während die Strahlung aus der vorüberziehenden Abluftfahne nur mit weniger als 10 % zur Ganzkörper-Dosis beiträgt, ist der Anteil an der Ganzkörper-Dosis durch die am Boden abgelagerte Aktivität etwa 1/3. Diese Zahlenangabe über den Beitrag der abgelagerten Aktivität unterscheidet sich wesentlich von den Angaben in WASH-1400.
3. Eine Aufschlüsselung der drei Bestrahlungspfade nach den jeweils fünf bis sechs wichtigsten Nukliden ergibt folgende Rangordnung:

Kurzzeit-Ganzkörper-Inhalationsdosis

J-131, Te-132, Ba-140, J-133, Sr-89, Cs-137

äußere Bestrahlung durch am Boden abgelagerte Aktivität

J-131, J-133, J-135, Te-132, Cs-136

äußere Bestrahlung aus der vorüberziehenden Abluftfahne

J-135, J-133, J-131, Kr-88, J-132, Te-132, Cs-136.

Aus dieser Analyse ergeben sich notwendige Modifikationen am Berechnungsmodell in folgenden Punkten:

- Aufstieg der Aktivitätsfahne
- Ablagerung der Spaltprodukte
- Strahlung aus der abgelagerten Aktivität
- Evakuierungsmodell

Ein verbessertes und auf deutsche Verhältnisse anwendbares Berechnungsmodell wird im Jahre 1976 erarbeitet.

7.7.3 MAVA- und TEKO-Störfallanalyse

Im Rahmen der Serviceleistungen für Forschungsinstitute und Industrie wurden Unfallanalysen für die Projekte

MAVA (Mittelaktive Abfall-Verarbeitungs-Anlage) und
TEKO (Technikumshalle für Komponenten-Erprobung)

durchgeführt. Diese Projekte werden von der Fa. NUKEM, gemeinsam mit der GfK, durchgeführt. Für verschiedene schwere Unfälle mit Flugzeugabsturz und Brand waren die maximal zu erwartenden Strahlendosen in der Umgebung zu berechnen. In Tabelle 7/7 sind die Daten der Unfallemissionen zusammengestellt. Die Ergebnisse dienen u.a. als Unterlage für die Entscheidung, ob diese Anlagen flugzeugabsturzsicher gebaut werden müssen.

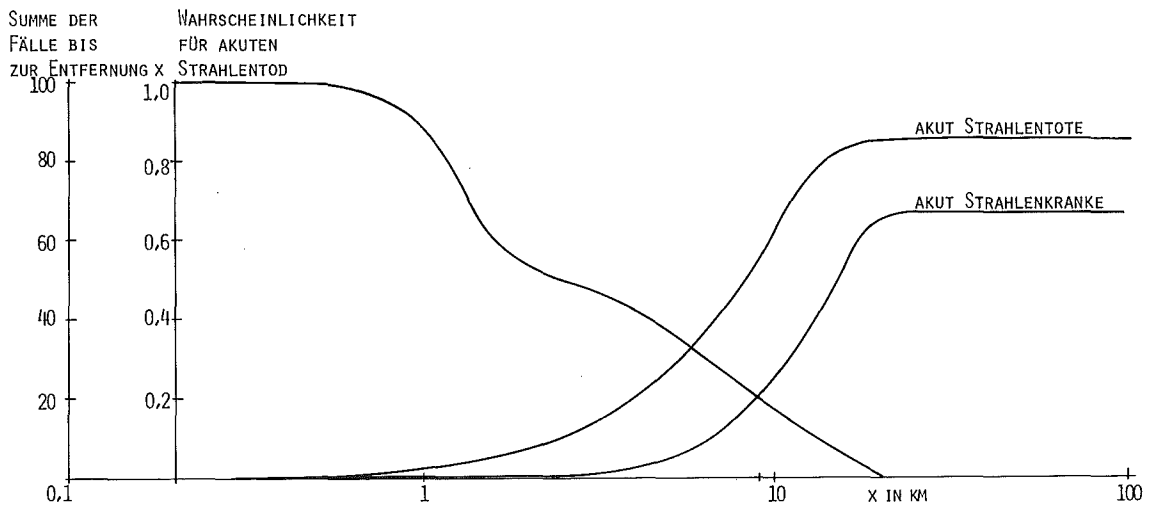


Abb. 7/16 AKUTE STRAHLENSCHÄDEN FÜR MITTLEREN US-STANDORT

Bei der Berechnung der maximal zu erwartenden Dosen werden die meteorologischen Daten des KFZK im Jahre 1969 benutzt. Während die Dosiswerte selbst nur für den jeweiligen Störfall interessieren, sind die maximalen Ausbreitungsfaktoren χ_{max} , s. Abb. 7/17, von allgemeinem Interesse. Sie zeigen den Einfluß der thermischen Emission Q . Zu beachten ist auch der Einfluß der Größe der an den Boden angrenzenden Flächenquelle. Sobald die Aktivitätsfahne vom Boden abhebt - das ist bei MAVA-2 und -4 zwischen 150 und 300 m der Fall -, fallen die bodennahen Konzentrationen rasch ab. Diese Kurven können auch in anderen ähnlichen Fällen zur Abschätzung von Störfallfolgen bei gleichzeitiger Emission von Wärme und Radioaktivität benutzt werden.

	TEKO	MAVA		
		0	2	4
Freigesetzte Aktivität	2,4 Ci	1 kCi	70 kCi	20 kCi
Freigesetzte thermische Energie	210 MW	13 MW	80 MW	125 MW
Dauer der Emission	2 h	2 h	1 h	2 h
Breite der Flächenquelle	24 m	40 m	40 m	40 m
Höhe der Flächenquelle	10 m	40 m	25 m	25 m
Art der freigesetzten Aktivität	abgereichertes U + Folgeprodukte	Spaltproduktgemisch		
berechnete Strahlendosen	Knochendosis in 50 Jahren durch Inhalation	Abbrand 28 MWd/kg, Kühlzeit 150 d Ganzkörperdosis im 1. Jahr Knochendosis im 1. Jahr Lungendosis, jeweils durch Inhalation		

Tab. 7/7 Randbedingungen der zu analysierenden Störfälle

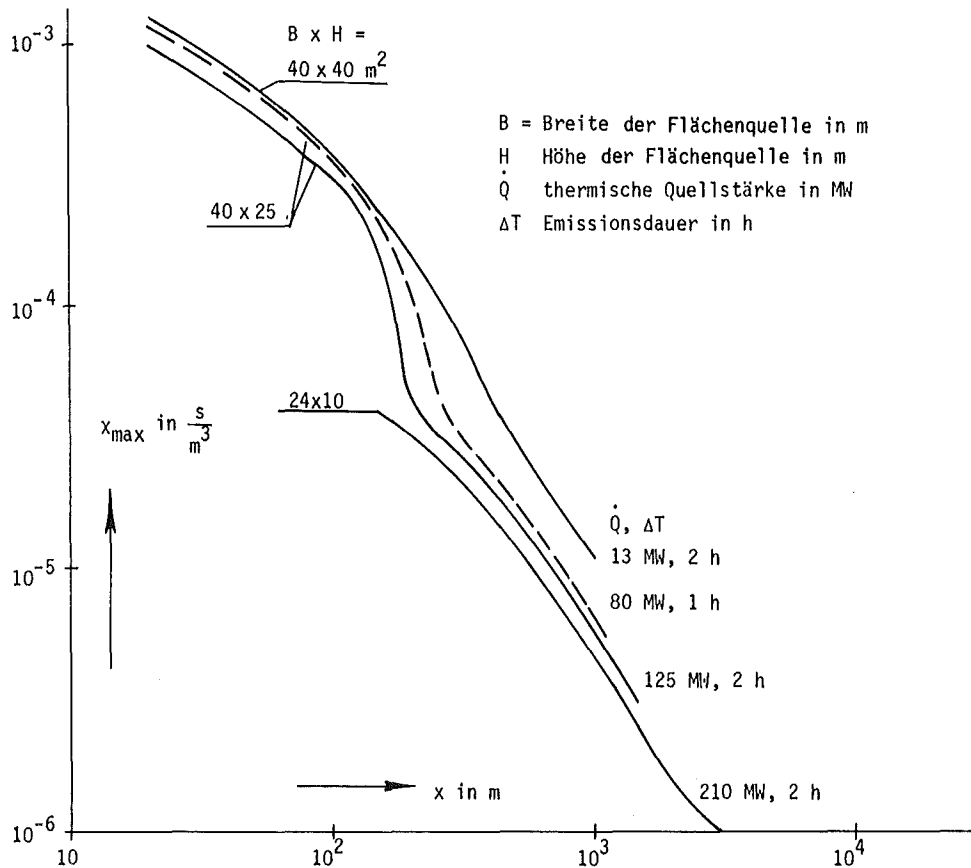


ABB. 7/17 MAXIMALER AUSBREITUNGSFAKTOR χ_{MAX} BEI FREISETZUNG ERHITZTER ABGASE

7.8 Meßprogramm zur Bestimmung der Tritiumkontamination der Umwelt

L.A. König, H. Schüler, M. Winter

In Fortsetzung des laufenden Meßprogramms wurde 1975 die Tritiumkonzentration von insgesamt 2833 Wasserproben bestimmt. Dabei handelte es sich um Niederschlags-, Oberflächenwasser- und Trinkwasserproben vorwiegend aus dem Bereich der Oberrheinischen Tiefebene zwischen Kehl und Mannheim. In Tabelle 7/8 ist das Probenahmeprogramm nach Probenarten aufgeschlüsselt. Als "Grundwasserproben" wurden Proben aus Bohrungen bezeichnet, während sogenannte "Trinkwasserproben" Leitungswassernetzen entnommen sind.

Probenart	Zahl der Probenahmestellen		Probenahmehäufigkeit	Zahl der untersuchten Proben in %	
G Grundwasser	25	2 21 2	wöchentlich 1 x monatlich 1/4-jährlich	465	16,4
T Trinkwasser	27	24 2 1	2 x monatlich 1/4-jährlich 1/2-jährlich	487	17,2
O Oberflächenwasser	54	8 46	wöchentlich 2 x monatlich	1434	50,6
N Niederschlag	14	3 2 6 3	arbeitstäglich n. Niederschlag 3 x monatlich 2 x monatlich 1 x monatlich	447	15,8
Summe	120			2833	100

Tab. 7/8: Art und Zahl der 1975 untersuchten Proben, Zahl der Probenahmestellen und Häufigkeit der Probenahme

Tritium im Niederschlag

Von besonderem Interesse sind die Niederschlagsproben, da ihre Tritiumkonzentration in Verbindung mit der Niederschlagsmenge die dem Boden zugeführte Tritiumaktivität bestimmt und sich so auf alle anderen Medien auswirkt. In Tab. 7/9 sind die Meßergebnisse der Jahre 1973 bis 1975 zusammengestellt. In den genannten drei Jahren sind die Jahresmittelwerte der Tritiumkonzentration an den verschiedenen Probenahmestellen angestiegen. Der Anstieg von 1974 auf 1975 lag für die verschiedenen Sammelstellen zwischen 20 und 90 %. Dies trifft insbesondere auch für die vom Kernforschungszentrum weit entfernten Probenahmestellen zu, die als von Emissionen aus dem Kernforschungszentrum Karlsruhe unbeeinflusst angesehen werden dürfen. Die Zunahme der Tritiumkonzentration im Niederschlag betrug für die weitere Umgebung des Kernforschungszentrums im Mittel 46 % und für die beiden Probenahmestellen in Bayern 65 %. Der Vergleich der Niederschlagskonzentrationswerte für die weitere Umgebung des Kernforschungszentrums und für die beiden Meßstellen in Bayern läßt erkennen, daß die niedrigeren Flächenbelastungswerte in Bayern in erster Linie auf die erheblich niedrigeren Niederschlagsmengen zurückzuführen sind. Der Mittelwert A_F der vier Sammelstellen auf dem Gelände des Kernforschungszentrums lag um 71 % über dem Mittelwert der weiteren Umgebung, die mittlere Konzentration um 60 %. Für das Vorjahr betragen die entsprechenden Werte 89 bzw. 79 %. Für die Gruppe von Sammelstellen in der weiteren Umgebung des Kernforschungszentrums und für die Sammelstellen in Bayern hat die Flächenbelastung gegenüber dem Vorjahr übereinstimmend um rund 50 % zugenommen. Die Differenz der Flächenbelastungsmittelwerte der Sammelstellengruppen innerhalb und außerhalb des Kernforschungszentrums, die den Einfluß des Kernforschungszentrums widerspiegelt, ist dagegen nur um 19 % gewachsen.

Standorte der Niederschlagssammler	1973			1974			1975		
	M mm	\bar{a} nCi/l	A_F nCi/m ²	M mm	\bar{a} nCi/l	A_F nCi/m ²	M mm	\bar{a} nCi/l	A_F nCi/m ²
<u>innerhalb KFZ</u>									
Dach Geb. 123	538	0,84	452	623	1,12	698	599	1,87	1118
Meßhütte West	661	0,70	466	566	0,84	647	736	1,18	869
Meßhütte Nord-Ost	632	1,20	760	718	1,19	857	733	1,49	1088
WAK	681	0,62	425	771	0,95	728	734	1,23	898
Mittelwert	628	0,84	526	670	1,09	733	701	1,42	993
<u>außerhalb KFZ</u>									
Augustenberg (Grötzingen)	619	0,41	255	614	0,62	381	698	0,93	648
Bruchsal	687	0,35	242	530	0,52	306	675	0,86	581
Eggenstein	590	0,47	278	754	0,64	486	647	0,90	579
WW Tiefgestade (Leopoldshafen)	652	0,43	278	657	0,58	380	580	0,89	516
Mittelwert	637	0,41	263	639	0,61	388	650	0,89	581
Niederstotzingen	456	0,45	205	550	0,55	303	467	0,85	395
Buchmühle	460	0,42	192	514	0,42	216	507	0,78	396
Mittelwert	458	0,43	199	532	0,49	260	487	0,81	396

Tab. 7/9: Niederschlagsmenge M, mittlere Tritiumkonzentration \bar{a} und Tritiumflächenbelastung A_F für Sammelstellen inner- und außerhalb des KFZK für die Jahre 1973 bis 1975

Tritium in Oberflächengewässern

In Tab. 7/10 werden die Tritiumkonzentrations-Jahresmittelwerte von Rhein, Neckar und rechtsrheinischen Nebenflüssen für die Jahre 1972 bis 1975 miteinander verglichen. Für das Jahr 1975 ist gegenüber 1974 ein deutlicher Anstieg der Jahresmittelwerte zu erkennen. Die Steigerungen liegen dabei zwischen 11 und 30 %. Jahresmittelwerte für verschiedene Probenahmestellen an Rhein und Neckar sind in Tab. 7/11 zusammengestellt. An diesen Stellen werden vom Institut für Wasser- und Abfallwirtschaft der Landesanstalt für Umweltschutz Baden-Württemberg Wasserproben kontinuierlich genommen, wodurch die Aussagekraft der Meßwerte wesentlich gestärkt wird.

Die in den Tabellen 7/10 und 7/11 angegebenen Tritiumkonzentrations-Jahresmittelwerte deuten darauf hin, daß die Tritiumkonzentration der Oberflächengewässer sowohl von der Tritiumzufuhr im Niederschlag als auch von der Einleitung von Abwässern unterschiedlicher Tritiumkonzentration abhängt. Dabei ist die Herkunft der Abwässer, die entweder vorwiegend aus tritiumarmen Grundwässern aus größerer Tiefe oder aus aufbereiteten Oberflächenwässern bestehen, von Bedeutung.

Untersuchte Gewässer	Tritiumkonzentrationsmittel aller Sammelstellen in nCi/l			
	1972	1973	1974	1975
Rhein	0,66	0,59	0,58	0,68
Neckar	0,37	0,44	0,45	0,50
Oberflächengewässer zwischen Karlsruhe und Kehl (ohne Rhein)	0,35	0,34	0,44	0,57
Oberflächengewässer zwischen Mannheim und Karlsruhe (ohne Rhein und Neckar)	0,25	0,22	0,27	0,33

Tab. 7/10: Vergleich der Tritiumkonzentrations-Jahresmittelwerte von Rhein, Neckar und vorwiegend rechtsrheinischen Nebenflüssen für die Jahre 1972, 1973, 1974 und 1975

Neckar			
km	Ort	³ H-Konzentration in nCi/l	
		1974	1975
0	*Mannheim	0,47	0,53
8,1	Feudenheim	0,48	0,51
18,1	Schwabenheim	0,39	0,50
21,0	*Heidelberg	0,43	0,58
31,0	Neckargemünd	0,46	0,47
72,5	Guttenbach	0,45	0,48
93,9	Gundelsheim	0,43	0,47
104,1	Kochendorf	0,48	0,49
118,0	Horkheim	0,54	0,49
125,5	Lauffen	0,40	0,47
143,1	Hessigheim	0,52	0,50
165,2	Poppenweiler	0,48	0,52
172,3	Aldingen	0,45	0,53
187,0	Stuttgart-Untertürkheim	0,39	0,49
199,7	Deizisau	0,40	0,54
Mittelwert		0,45	0,50

Rhein			
km	Ort	³ H-Konzentration in nCi/l	
		1974	1975
29	Öhringen-Stiegen	0,50	0,63
91	Reckingen	0,39	0,68
113	Albrück-Dogern	0,58	0,66
155	Wyhlen	0,42	0,62
224,7	Breisach (Restrhein)	0,58	0,64
248,9	Weisweil	0,57	0,65
294	*Kehl	0,58	0,64
362,2	Maxau	0,63	0,67
372	*Leopoldshafen (Fähre)	0,54	0,73
392,6	*unterhalb Rheinschanzinsel	0,71	0,99
400	*Speyer	0,57	0,62
426,2	Mannheim	0,46	0,71
432	*Mannheim	0,57	0,63
Mittelwert		0,58	0,68

* An diesen Probenahmestellen wurden monatlich zwei Stichproben genommen. Für alle anderen Probenahmestellen wurden hingegen die Mittelwerte aus den Konzentrationswerten von Mischproben gebildet, die jeweils über 14 Tage kontinuierlich gesammelt wurden (1974 traf dies nur für die 44. und 45. Woche zu).

Tab. 7/11: Tritiumkonzentrationsmittelwerte von Neckar und Rhein für 1974 und 1975

Tritium in Trinkwasser

In Tabelle 7/12 sind die Jahresmittelwerte der Tritiumkonzentration des Trinkwassers für die Jahre 1973 bis 1975 zusammengestellt. Die Probenahmestellen wurden in der Tabelle dabei nach wachsender Tritiumkonzentration (Bezugsjahr 1974) geordnet. Der Vergleich der Jahre 1974 und 1975 zeigt einen unterschiedlichen Anstieg für die verschiedenen Probenahmestellen, jedoch weisen auch 1975 die Probenahmestellen, die 1974 erhöhte Tritiumkonzentrationen zeigten, wiederum größere Werte auf. Bei der Berechnung der Mittelwerte wurde für Proben mit Konzentrationen unterhalb der Nachweisgrenze die Hälfte der Nachweisgrenze eingesetzt. Unter der Annahme, daß die mittlere Tritiumkonzentration im menschlichen Körper gleich der mittleren Tritiumkonzentration des Trinkwassers entspricht, läßt sich die Strahlenbelastung der Bevölkerung abschätzen. Da 1 nCi/l einer jährlichen Strahlenbelastung von 0,1 (QF) $\frac{\mu\text{rem}}{\text{a}}$ entspricht [(QF) ist der Qualitätsfaktor und wird hier gleich 1,7 gesetzt], erhält man nach der Tabelle eine maximale Strahlenbelastung der Bevölkerung durch Tritium von 110 $\mu\text{rem/a}$. Dieser Wert wird in dem überwachten Gebiet nur von einer kleinen Bevölkerungsgruppe erreicht. Für das Gros der Bevölkerung in den überwachten Großstädten liegt die Strahlenbelastung deutlich niedriger. Sie beträgt z.B. für Karlsruhe ca. 50 $\mu\text{rem/a}$ und für Mannheim bzw. Heidelberg ca. 40 $\mu\text{rem/a}$.

Probenahmeort	Jahresmittelwerte der Tritiumkonzentration in nCi/l		
	1973	1974	1975
Leimersheim	0,14	0,09	0,08
Ludwigshafen am Rhein	0,15	0,10	0,10
Kuhardt	0,14	0,10	0,08
Jöhlingen	-	-	0,14
Weingarten	0,15	0,11	0,19
Wasserwerk Linkenheim	0,25	0,11	0,21
Speyer	0,14	0,12	0,16
Heidelberg	0,34	0,14	0,23
Mörsch	0,18	0,14	0,25
Mannheim	0,17	0,15	0,19
Neuthardt	0,25	0,15	0,22
Bruchsal	0,24	0,16	0,16
Wasserwerk Süd im KFZK	0,19	0,16	0,17
Hagenbach	0,18	0,17	0,19
Karlsruhe	0,21	0,18	0,27
Ubstadt	0,25	0,19	0,25
Eggenstein	0,24	0,21	0,27
Wasserwerk Karlsruhe-Hardtwald	0,30	0,21	0,30
Obergrombach	0,33	0,28	0,37
Durlach	0,33	0,30	0,34
Friedrichstal	0,37	0,31	0,35
Leopoldshafen	0,43	0,32	0,37
Wasserwerk Leopoldshafen	0,44	0,32	0,51
Förch-Niederbühl	0,48	0,35	0,42
Wolfartsweier	0,58	0,41	0,48
Wasserwerk Tiefgestade (Leopoldshafen)	0,50	0,49	0,57
Kehl	0,55	0,51	0,66

Tab. 7/12: Jahresmittelwerte der Tritiumkonzentration in Grund- und Trinkwasser

8. Radiochemische und radioökologische Arbeiten

8.1 Zusammenfassung der Arbeiten der ASS/Ch

H. Schüttelkopf

- Zur Umgebungsüberwachung des Kernforschungszentrums Karlsruhe:
Wegen der potentiellen Emittenten von Pu im KFZK stehen unter den radiochemischen Arbeiten zur Umgebungsüberwachung des Kernforschungszentrums Karlsruhe die Pu-Bestimmungen an der Spitze. Bestimmt werden Pu-Nuklide in Schlamm- und Sestonproben aus dem Altrhein und in Pflanzenproben aus der Umgebung des KFZK. Außerdem werden monatlich je drei Niederschlagsproben auf Pu analysiert. Die niedrigen spezifischen Plutoniumaktivitäten machen eine sorgfältige chemische Abtrennung notwendig. Die erreichten Nachweisgrenzen betragen 0,03 pCi $^{239,240}\text{Pu}$ /Probe und 0,05 pCi ^{238}Pu /Probe

Eine Strahlenbelastung erfolgt bei Pu-Emissionen vor allem durch Inhalation der Pu-Aerosole. Daher wurden 1975 erstmals eine Reihe von monatlich gesammelten Proben auf $^{239,240}\text{Pu}$ und ^{238}Pu analysiert. Um die Gesamtdeposition von Plutonium am Boden bestimmen zu können - dies ist schwierig, da der mittlere Pu-Gehalt des Bodens in unserer geographischen Breite bei 0,02 pCi/g liegt - wurden verschiedene Methoden aus der Literatur zur Verarbeitung von Probenmengen zwischen 50 und 100 g einer Prüfung unterzogen.

- Zur Umgebungsüberwachung anderer kerntechnischer Anlagen:
 ^{90}Sr und ^{131}J sowie ^{40}K in Boden, Pflanzen, Schlamm und Milchproben wurden bestimmt im Rahmen des Nullpegelprogramms für das Gemeinschaftskernkraftwerk Neckar (GKN). Für das Kernkraftwerk Obrigheim wird ^{131}J in Milchproben bestimmt. Während die Arbeiten zum Nullpegelprogramm für das Kernkraftwerk Philippsburg Anfang 1975 abgeschlossen wurden, wurden die ersten Voruntersuchungen zum Nullpegelprogramm des Kernkraftwerkes Wyhl begonnen. Für eine Reihe von Überwachungsaufgaben wurden ^{40}K -Messungen in Kiefernnadeln, Fisch, Gras, Schilf und anderen Wasserpflanzen, Schlamm und Seston durchgeführt. Es wurde mit der Messung von ^{129}J in Milchproben aus der Umgebung der Wiederaufarbeitungsanlage Karlsruhe begonnen.
- Abluft und Abwasser:
Neben diesen Proben aus der Umgebung kerntechnischer Anlagen werden eine Reihe anderer Proben verarbeitet. Monatlich erfolgt die Bestimmung von ^{90}Sr , ^{89}Sr und der Pu-Nuklide in Mischproben aus den Endbecken der Kläranlage des KFZK. Neben verschiedenen Abwasser- und Abluftproben aus unterschiedlichen Anlagen wurde vor allem die Abluft der Anlagen FERAB und WAK auf ^{89}Sr , ^{90}Sr , $^{239,240}\text{Pu}$ und ^{238}Pu untersucht.

Neben den beim PUREX-Prozess flüchtigen Nukliden ^3H , ^{131}J , ^{129}J und ^{85}Kr bestand der Verdacht, daß die Nuklide ^{106}Ru , ^{99}Tc , ^{79}Se und die verschiedenen Radionuklide des Te flüchtig werden. Um dies zu untersuchen, wurden 17 den PUREX-Prozess simulierende Experimente durchgeführt und die Verflüchtigung im Bereich zwischen 100°C und 1000°C gemessen. Diese Untersuchungen wurden Ende 1975 abgeschlossen.

Radiochemische Arbeiten wurden durchgeführt zur Analytik von Am und U, zur Bestimmung der Selbstabsorption von SrSO_4 -Präparaten, zur Flüchtigkeit von Ru bei der Flüssigveraschung mit H_2SO_4 und HClO_4 . An internationalen Vergleichsmessungen der IAEA mit schwachaktiven und mittelaktiven Abwässern und mit Luftfiltern zur Bestimmung von ^{137}Cs , ^{90}Sr und ^{239}Pu wurde teilgenommen.

- Zur Radioökologie von ^{129}J :

Die 1974 durchgeführten analytischen Arbeiten zur Radioökologie von ^{129}J wurden 1975 mit folgenden analytischen Arbeiten abgeschlossen: Reinigung von Ionenaustauschern und verschiedenen Chemikalien von ^{127}J ; Optimierung der Bedingungen der Pflanzenveraschungen; Prüfung verschiedener Mitfällungen für Jod; Optimierung der Abtrennung von Silber aus Silberjodid und die bei nichthomogenisierten Milchproben notwendige Batch-Methode des Ionenaustausches von Radiojod bezüglich Kontaktzeit und Probevolumen; Ausarbeitung analytischer Methoden für hochaktive und mittelaktive Prozesslösungen der WAK. ^{129}J -Messungen in der Abluft der WAK wurden ganzjährig durchgeführt. In der Umgebung der WAK wurde ^{129}J in Kuh- und Ziegenmilchproben und in Schilddrüsenproben - vor allem von Kaninchen - gemessen. Die durch eine 1500 t-Wiederaufarbeitungsanlage zu erwartende Umgebungsbelastung durch ^{129}J über verschiedene Belastungspfade wurde berechnet.

- Ausbreitungsexperimente:

1975 wurden 6 Ausbreitungsexperimente durchgeführt. Die Austauschbarkeit der Leitsubstanzen CFCl_3 und CF_2Br_2 wurde durch parallele Emissionen der beiden Leitsubstanzen aus der gleichen Höhe mehrfach bestätigt. Ein erstes Experiment mit Emissionen von zwei verschiedenen Leitsubstanzen in unterschiedlichen Höhen wurde durchgeführt. Die Automatisierung der Probenahme und der Auswertung wurde fortgesetzt. Etwa 70 automatische Probenahmegeräte werden zur Zeit auf ihre Funktionsfähigkeit geprüft.

Insgesamt wurden 1975 folgende Analysen durchgeführt: 143 Bestimmungen der Pu-Isotope, 66 ^{90}Sr und ^{89}Sr -Bestimmungen, 30 ^{131}J -Messungen, 250 Bestimmungen von ^{40}K in Wasserproben und 76 Bestimmungen von ^{40}K in anderen Probenmaterialien nach chemischer Aufbereitung. In 272 Proben aus AgNO_3 -imprägnierten Katalysatorträgern, Aerosolfiltern und Aktivkohle wurde ^{129}J bestimmt; außerdem wurden 63 ^{129}J -Messungen in Milch und Schilddrüsen, 69 Analysen mit Prozesslösungen der WAK und 23 Bestimmungen von ^{129}J in Monatsmischproben von Abwässern der GfK durchgeführt. Dazu wurden insgesamt 118 Eichproben, bestehend aus Ionenaustauschern mit bekannter absorbierter ^{129}J -Aktivität bzw. $(\text{NH}_4)_2\text{SO}_3$ -Lösungen mit bekannter ^{129}J -Aktivität, hergestellt. Insgesamt wurden 1975 ca. 1000 gaschromatographische Messungen der für die Ausbreitungsexperimente verwendeten Leitsubstanzen CFCl_3 , CCl_4 und CF_2Br_2 durchgeführt.

8.2 Plutonium in der Umgebung des Kernforschungszentrums Karlsruhe

H. Schüttelkopf

Plutoniumkonzentrationen werden zur Überwachung des Kernforschungszentrums Karlsruhe in Niederschlagsproben dreimal monatlich, in Pflanzenproben je siebenmal und in Schlamm- und Planktonproben je einmal pro Quartal bestimmt. Außerdem werden monatliche Bestimmungen der Luftkonzentrationen von ^{238}Pu und $^{239,240}\text{Pu}$ an der West- und an der Nordostgrenze des Kernforschungszentrums Karlsruhe durchgeführt.

8.2.1 Plutoniumisotope in der Umgebungsluft

Die Probenahme erfolgt mit Glasfaserfiltern von 20 cm Durchmesser an der Meßhütte West und der Meßhütte Nordost. Diese Aerosolfilter werden zuerst zur Bestimmung der β - und α -Aktivität der Umgebungsluft verwendet und dann im low-level Plutoniumlabor auf ^{238}Pu und $^{239,240}\text{Pu}$ analysiert. Die Aerosolfilter werden in kleine Streifen zerschnitten und mit Flußsäure zersetzt. Um organische Stoffe am Glasfaserfilter wie Binder, Ruß und andere organische Bestandteile zu zerstören, wird nach der Behandlung mit Flußsäure die

Probe mit Schwefelsäure abgeraucht. Erst wenn die Probe vollständig weiß ist, wird sie zur Analyse weiterverwendet.

Probenahme Monat/Jahr/Ort	Pu-Konzentration in aCi/m ³		Probenahme Monat/Jahr/Ort	Pu-Konzentration in aCi/m ³	
	²³⁸ Pu	^{239,240} Pu		²³⁸ Pu	^{239,240} Pu
3/1974/W	13	27	1/1975/W	≤ 5,5	20
4/1974/W	18	97	2/1975/W	18	44
5/1974/W	16	83	3/1975/W	≤ 25	42
6/1974/W	12	80	4/1975/W	27	153
10/1974/W	≤ 4,3	14	5/1975/W	24	102
11/1974/W	≤ 5,6	14	6/1975/W	5,5	36
3/1974/NO	≤ 17	44	1/1975/NO	≤ 24	19
4/1974/NO	≤ 5,4	80	2/1975/NO	7,0	50
5/1974/NO	6,5	85	3/1975/NO	≤ 36	83
6/1974/NO	≤ 8,7	101	4/1975/NO	18	85
10/1974/NO	≤ 22	9,2	5/1975/NO	≤ 15	52
11/1974/NO	30	20	6/1975/NO	8,5	44
	Mittelwert		²³⁸ Pu	^{239,240} Pu	
			8,5	58	

Tab. 8/1: Mittlere monatliche Konzentrationen von ²³⁸Pu und ^{239,240}Pu in der Umgebungsluft des KFZK in den Jahren 1974 und 1975.

W = Westgrenze, NO = Nordostgrenze

Während der Analyse wird die Probe gelöst, das Plutonium durch eine LaF₃-Mitfällung von der Masse der inaktiven Materialien getrennt, durch eine TTA-Extraktion und eine Ionenaustauschseparation von anderen α-Strahlern abgetrennt und auf einem Edelstahlplättchen elektrolytisch aufgetragen. Dieses Präparat wird mit einem Halbleiterdetektor α-spektrometriert.

Wegen der Schwierigkeiten der Beseitigung des hohen Borgehaltes der Glasfaserfilter und wegen der Störung durch BaSO₄ sinken die chemischen Ausbeuten im Durchschnitt unter 50 %. Da aber in jeder Probe die chemische Ausbeute durch Zusatz einer bekannten Aktivität von ²³⁸Pu individuell bestimmt wird, ist diese relativ niedrige Ausbeute für die Ergebnisse bedeutungslos.

Der größte Teil der ²³⁸Pu-Konzentrationen liegt unter der Nachweisgrenze. Die Mittelwerte der ²³⁸Pu und ^{239,240}Pu-Konzentrationen betragen 8,5 aCi ²³⁸Pu/m³ und 58 aCi ^{239,240}Pu/m³. Die Pu-Konzentrationen setzen sich zusammen aus dem Pu-Fallout und den lokalen Pu-Emissionen des Kernforschungszentrums. Der normale Pu-Fallout als Folge der Kernwaffenexperimente weist ein ²³⁸Pu zu ^{239,240}Pu-Verhältnis von 1:42 auf. Durch das Verglühen der Energieeinheit SNAP 9A in der südlichen Hemisphäre 1964 wurden 17 000 Ci ²³⁸Pu in die höheren Luftschichten der Erde injiziert. Dadurch stieg das ²³⁸Pu zu ^{239,240}Pu-Verhältnis während der Jahre 1967 und 1968 auf die Nordhalbkugel auf Werte von bis zu 1:2. Dieses ²³⁸Pu ist heute aber praktisch quantitativ auf der Erdoberfläche deponiert, so daß wieder das ²³⁸Pu/^{239,240}Pu-Verhältnis der Kernwaffenexperimente gültig sein dürfte. Das Plutonium, das aus einer Wiederaufarbeitungsanlage oder von Hilfsanlagen emittiert wird, enthält im allgemeinen höhere Anteile von ²³⁸Pu und ein Verhältnis von 1:1 ist bei den aktuellen Abbränden durchaus realistisch.

8.2.2 Plutoniumisotope in Niederschlägen

An der Westgrenze und der Nordostgrenze der GfK und an der Geländegrenze der WAK werden monatlich nasse und trockene Depositionen von Pu-tragenden Aerosolen gesammelt. Diese Proben gelangen mit Pflanzenresten und anderen Verunreinigungen zum Eindampfen, werden getrocknet und verascht. Die Ergebnisse sind in Abb.8/1 wiedergegeben.

Die Gesamtdepositionen von $^{239,240}\text{Pu}$ betragen an der Westgrenze 13,2, an der Nordostgrenze 10,0 und an der Grenze des WAK-Geländes 7,2 pCi/m². Die ^{238}Pu zu ^{239}Pu -Verhältnisse an den einzelnen Sammelstellen betragen 1:5,9; 1:5,3 und 1:2,6. Der Verlauf der $^{239,240}\text{Pu}$ -Deposition während des Jahres 1975 mit einem deutlichen Maximum in der Mitte des Jahres weist wie in den vergangenen Jahren darauf hin, daß der wesentliche Anteil des Pu von Kernwaffenexperimenten der Vergangenheit stammt (Abb. 8/1).

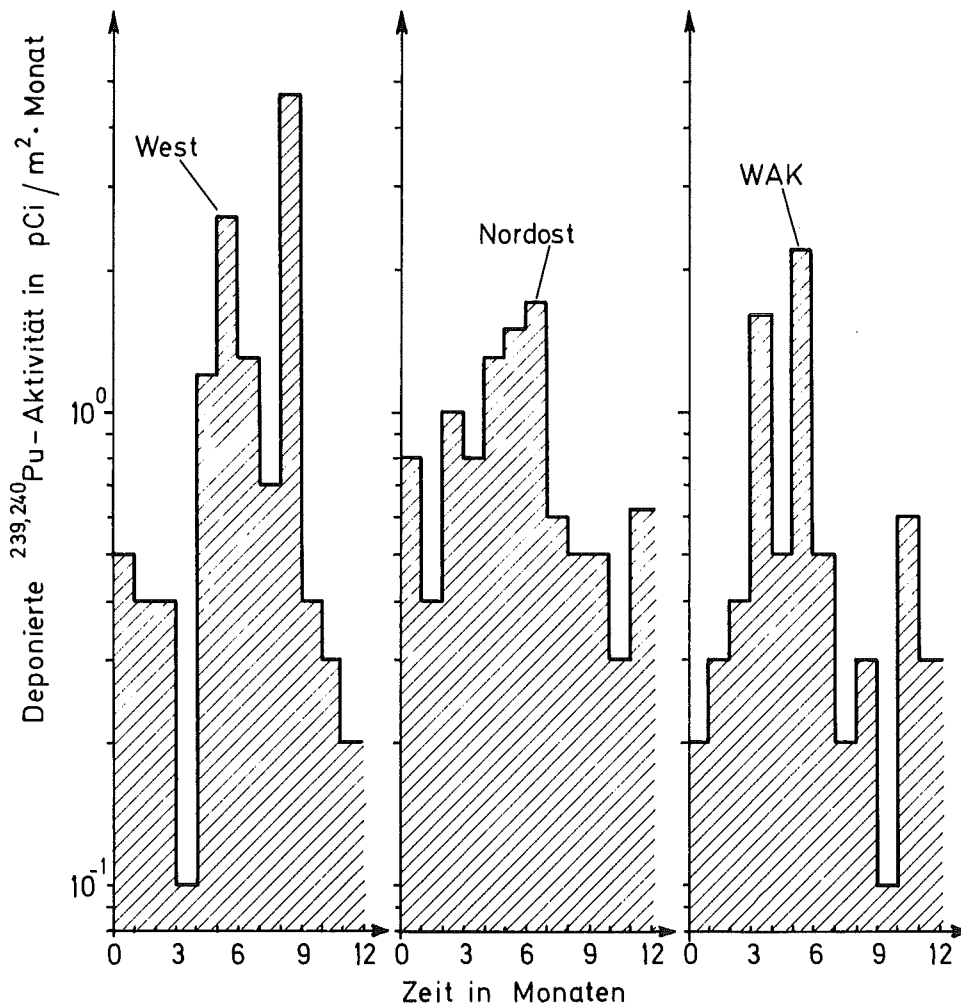


Abb.8/1: Monatlich deponierte $^{239,240}\text{Pu}$ Aktivität an den Sammelstellen West, Nordost und WAK

8.2.3 Die Depositionsgeschwindigkeit der Plutoniumaerosole

Zwischen der pro Fläche deponierten Menge einer Substanz und dem Zeitintegral der Konzentration der Luftverunreinigung besteht eine Beziehung, welche als Depositionsgeschwindigkeit V_G definiert ist, nach

$$V_G = \frac{D}{\int c dt}$$

V_G ... Depositionsgeschwindigkeit in m/s

D ... Pu-Deposition in Ci/m²

c ... Luftkonzentration in Ci/m³

t ... Depositionsdauer in s

Aus den an den Geländegrenzen des Kernforschungszentrums Karlsruhe erhaltenen monatlichen Meßwerte der Pu-Aktivität in der Luft und der Pu-Aktivität, welche während der gleichen Zeit am gleichen Ort deponiert wurde, wurden Depositionsgeschwindigkeiten errechnet. Der Mittelwert dieser 1974 und 1975 durchgeführten Messungen betrug 0,56 cm/s. Die in der Literatur angegebenen Depositionsgeschwindigkeiten von Aerosolen, welche durch leistungsfähige Aerosolfilter gedungen sind (niedriger Teilchendurchmesser!) liegen bei ca. 0,2 cm/s. Die Depositionsgeschwindigkeit für ⁹⁰Sr im Fallout wurde mit ca. 1 cm/s angegeben. Nichtgefilterte Aerosole haben Depositionsgeschwindigkeiten bis zu mehreren cm/s. Die von uns gemessene mittlere Depositionsgeschwindigkeit von 0,56 cm/s liegt daher sehr gut zwischen den für gefilterte Aerosole und den für den Gesamtfallout von ⁹⁰Sr angegebenen Werten.

Die Bestimmung der Depositionsgeschwindigkeit aus einer großen Zahl von Pu-Messungen in der Umgebung des Kernforschungszentrums Karlsruhe erlaubt es, aus der Gesamtdeposition des Pu eine mittlere Luftkonzentration zu berechnen. Die Kenntnis dieser mittleren Luftkonzentration ist für die Berechnung der Dosisbelastung der Bevölkerung notwendig (Tab. 8/2).

8.2.4 Plutoniumisotope in Pflanzenproben

Zur Überwachung des Kernforschungszentrums Karlsruhe werden Pflanzenproben aus der Umgebung auf Plutonium analysiert. Nach einer entsprechenden Trocken- und Naßveraschung werden die bei dieser Behandlung höher oxidierten Manganverbindungen zerstört und nach vollständigem Aufschluß der Probe einer Plutoniumanalyse durchgeführt. Zum Vergleich wird eine Referenzprobe aus dem Raum Durlach genommen. 1975 wurden im Mittel in Kiefernnadeln aus der Umgebung des KFZK 5,4 fCi ^{239,240}Pu/g Trockengewicht (Vergleichsprobe: 4,2 fCi ^{239,240}Pu/g Trockengewicht) bzw. von 0,8 fCi ²³⁸Pu/g Trockengewicht (Vergleichsprobe: 1,4 fCi ²³⁸Pu/g Trockengewicht) gefunden. Die Werte für Gras liegen etwa im gleichen Bereich, sind aber im Durchschnitt etwas höher. Dies gilt für Proben aus der Umgebung des KFZK wie auch für Referenzwerte (siehe Tab. 8/3).

Kiefernnadeln sind ein hervorragender biologischer Indikator, da sie ganzjährig zur Verfügung stehen, eine Lebenszeit von ca. zwei Jahren haben und bei extrem kleinem Aschegehalt eine sehr hohe Oberfläche aufweisen. So ist im Durchschnitt 40 % des Naßgewichtes Trockengewicht und nur 1,3 % des Naßgewichtes ist Asche. Da bei den Analysemethoden für Plutonium im allgemeinen nur sehr niedrige Aschegewichte verarbeitet werden, können - bei unseren Analysen werden zum Beispiel 2 g verwendet - ist dies ein Vorteil

Probenahme Monat/Jahr/Ort	Depositionsgeschwindigkeit in cm s^{-1} und Standardabweichung	
	^{238}Pu	$^{239,240}\text{Pu}$
3/1974/W	$0,12 \pm 0,08$	$1,2 \pm 0,3$
4/1974/W	$0,16 \pm 0,09$	$0,37 \pm 0,05$
5/1974/W	$0,7 \pm 0,2$	$1,3 \pm 0,2$
6/1974/W	$0,3 \pm 0,1$	$1,3 \pm 0,2$
10/1974/W	$\geq 2,8$	$4,2 \pm 0,9$
11/1974/W	$\geq 0,67$	$0,7 \pm 0,2$
1/1975/W	$\geq 1,7$	$1,0 \pm 0,3$
2/1975/W	$\leq 0,45$	$0,33 \pm 0,06$
3/1975/W	--	$0,4 \pm 0,1$
4/1975/W	$\leq 0,16$	$(0,028 \pm 0,004)^1$
5/1975/W	$0,3 \pm 0,1$	$0,46 \pm 0,08$
6/1975/W	4 ± 2	$2,8 \pm 0,4$
3/1974/NO	--	$0,40 \pm 0,09$
4/1974/NO	$\geq 1,17$	$0,49 \pm 0,06$
5/1974/NO	$1,0 \pm 0,4$	$1,0 \pm 0,1$
6/1974/NO	$\geq 0,80$	$0,79 \pm 0,08$
10/1974/NO	$\geq 0,27$	4 ± 1
11/1974/NO	$0,3 \pm 0,1$	$0,9 \pm 0,2$
1/1975/NO	$\geq 0,19$	$1,5 \pm 0,4$
2/1975/NO	$0,5 \pm 0,3$	$0,28 \pm 0,04$
3/1975/NO	$\geq 0,50$	$0,5 \pm 0,1$
4/1975/NO	$0,2 \pm 0,1$	$0,36 \pm 0,05$
5/1975/NO	--	$1,0 \pm 0,2$
6/1975/NO	$0,7 \pm 0,4$	$1,4 \pm 0,2$

Tab. 8/2: Depositionsgeschwindigkeit von Pu-haltigen Aerosolen berechnet aus den monatlichen trockenen und naßen Depositionen und Luftkonzentrationen, gemessen am gleichen Platz und zur gleichen Zeit.
W = West, NO = Nordost

¹⁾ Dieser Wert wurde für die Berechnung des Mittelwertes nicht verwendet.
Ebenso nicht die Werte mit \geq und \leq .

gegenüber anderen Pflanzenmaterialien wie z.B. Gras, bei dem im Durchschnitt 10 % als Asche anfallen. Wesentlich für die Verwendung von Kiefernadeln ist die außergewöhnlich hohe Anreicherung von Luftstaub an der Oberfläche des Pflanzenmaterials. Aus dem mittleren Verteilungskoeffizienten 10^{-4} für pCi/g Pflanzenmaterial zu pCi/g Boden und dem in der Nähe des Kernforschungszentrums von uns gemessenen Bodengehalt von 0,02 pCi/g errechnet man eine mittlere Kontamination der Kiefernadeln von $2 \cdot 10^{-3}$ fCi/g Trockensubstanz. Der wesentliche Anteil des Pu-Gehaltes der Kiefernadeln beruht also auf einer Kontamination der Oberfläche durch Pu aus dem Luftstaub. Aus Messungen an Kiefernadeln und Luftkonzentrationsmessungen errechnet man entsprechend Tab. 8/4, daß die Plutoniumanalyse von 2 g Kiefernadelasche der Analyse von 8 000 bis 57 000 m^3 Luft entspricht. Diese Anreicherung erleichtert Probenahme und reduziert die notwendigen Meßzeiten.

Probenahme Quartal/Jahr/Nuklid		Pu-Aktivität in fCi/g Trockengewicht						Vergleichs- proben ¹⁾
		500 m NO M 6	M 6	H 1	500 m SW H 1	WAK ONO	WAK WSW	
I/1975	²³⁸ Pu	G 8	≤ 4	G ≤ 8,2	≤ 3,8	≤ 2,1	1,5	$\frac{< 2,8}{G}$ ≤ 11 ²⁾
	^{239,240} Pu	G 12	5,6	G 13	11	4,3	5,0	$\frac{3,8}{G}$ 9,9
II/1975	²³⁸ Pu	G ≤ 6,1	6,9	G ≤ 13	≤ 1 2	1,6	≤ 1,1	$\frac{≤ 3,4}{G}$ ≤ 1,5
	^{239,240} Pu	G 14	16	G 20	2,4	5,7	7,0	$\frac{4,0}{G}$ 1,8
III/1975	²³⁸ Pu	G ≤ 1	≤ 1,2	G 2,9	≤ 1,1	1,3	≤ 1,3	$\frac{≤ 0,5}{G}$ ≤ 7,4
	^{239,240} Pu	G 1,8	6,3	G 3,8	4,2	2,8	3,7	$\frac{3,3}{G}$ 5,5
IV/1975	²³⁸ Pu	G ≤ 1,8	0,9	G ≤ 4,1	≤ 0,6	≤ 0,4	≤ 0,4	$\frac{2,3}{G}$ 2,8
	^{239,240} Pu	G 1,3	3,2	G 7,3	3,6	1,7	3,3	$\frac{5,7}{G}$ 4,2

Tab. 8/3: ^{239,240}Pu und ²³⁸Pu in Pflanzenproben, die in den Hauptwindrichtungen in der Umgebung des Karlsruher Kernforschungszentrums und der Wiederaufarbeitungsanlage Karlsruhe gesammelt wurden.

¹⁾ Vergleichsproben, die 11 km süd-süd-östlich vom Kernforschungszentrum Karlsruhe entnommen wurden; die Häufigkeit der Windrichtung ist $\cong 1,9$ % in einem Sektor von $22,5^\circ$

²⁾ G = Gras; alle anderen Proben sind Kiefernadeln.

Probenahme der Pflanzenprobe Quartal/Bezeichnung	^{239,240} Pu in fCi/ Analyse = 2 g Asche	Mittlere Luft- konzentration z. Zeit der Pflanzenprobe- nahme in aCi/m ³	Luftvolumen entsprechend dem ^{239,240} Pu, welches an den Pflanzen adsorbiert war. m ³ /Analyse
I / M 6	448	19	23 000
I / 500 m SW H 1	262	20	13 100
II / M 6	1 037	19	54 600
II / 500 m SW H 1	156	20	7 800

Tab. 8/4: Anreicherung von Pu-Aerosolen auf den Kiefernadeln

8.2.5 Radioisotope von Plutonium und Strontium im Abwasser, Schlamm und Plankton

Die mit dem Abwasser des KFZK abgegebenen Aktivitätsmengen der Isotope ^{238}Pu , $^{239,240}\text{Pu}$ und ^{90}Sr haben in den Jahren 1973 bis 1975 bei den Plutoniumisotopen um den Faktor 3 abgenommen und beim ^{90}Sr um den gleichen Faktor zugenommen (Tab. 8/5, Abb. 8/2 und 8/3).

Zeitraum und Volumen der Abgaben	Abgegebene Aktivität in mCi		
	^{238}Pu	$^{239,240}\text{Pu}$	^{90}Sr ¹⁾
Juli 1973 - Dezember 1973 174 000 m ³	0,26	0,53	8,3
Januar 1974 - Dezember 1974 427 350 m ³	0,14	0,29	11
Januar 1975 - Dezember 1975 424 500 m ³	0,09	0,20	23

Tab. 8/5: Jährliche Abgaben von ^{90}Sr , ^{238}Pu und $^{239,240}\text{Pu}$ aus den Endbecken des Kernforschungszentrums Karlsruhe

¹⁾ Bei Ergebnissen unter der Nachweisgrenze wurden die Werte gleich 0 gesetzt

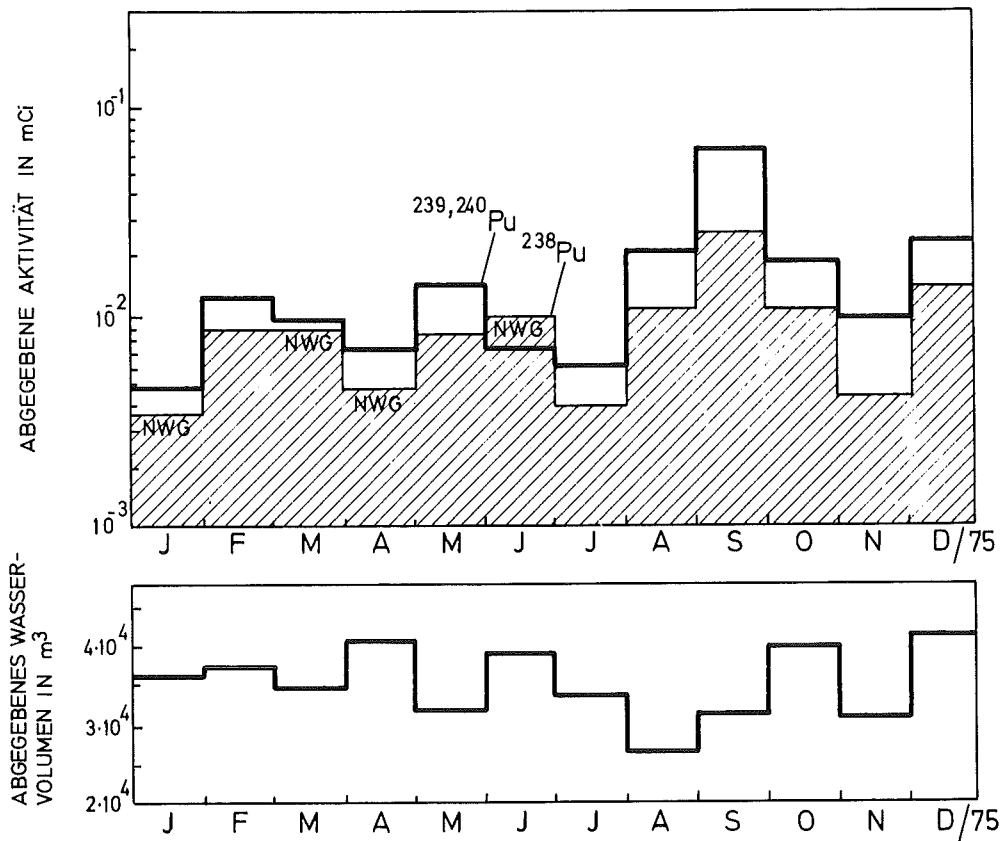


Abb.8/2: Monatlich abgegebene Aktivität der Pu-Isotope und Volumen des Abwassers. (NWG=Nachweisgrenze)

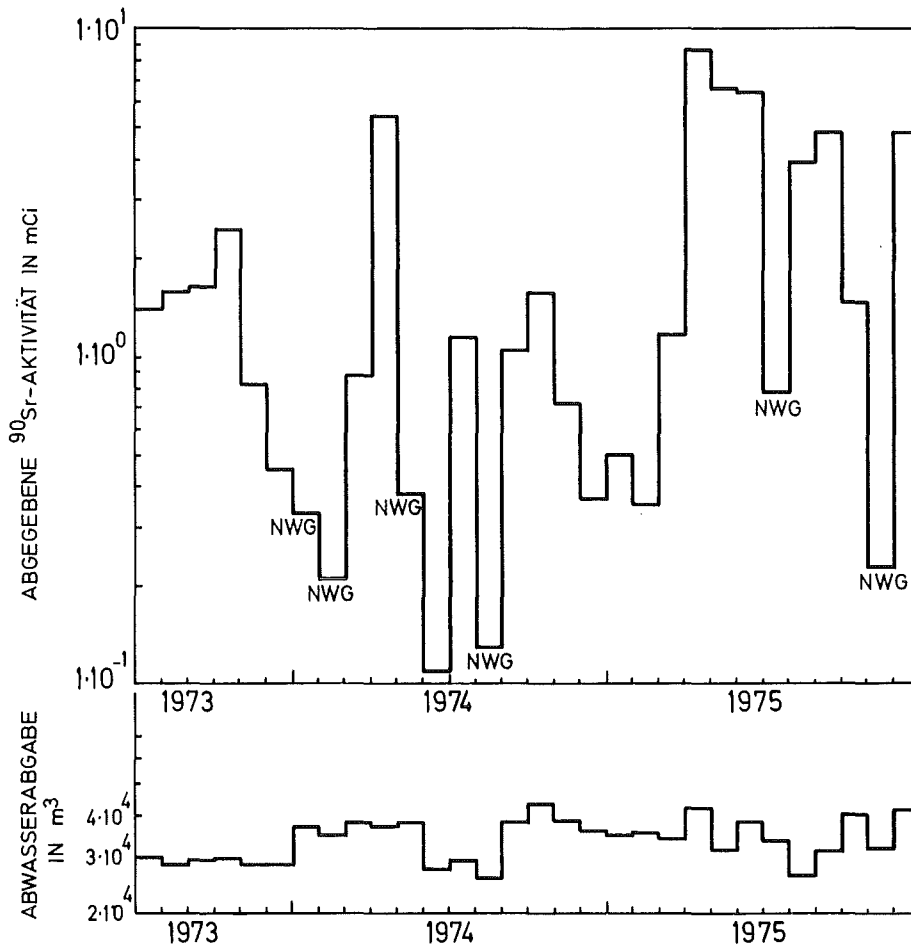


Abb.8/3: Monatlich abgegebene ⁹⁰Sr-Aktivität und Abwasservolumen (NWG = Nachweisgrenze)

Die mittleren Jahreskonzentrationen von $2,1 \cdot 10^{-10}$ Ci ²³⁸Pu/m³, $4,7 \cdot 10^{-10}$ Ci ^{239,240}Pu/m³ und $5,2 \cdot 10^{-9}$ Ci ⁹⁰Sr/m³ werden in dem als Vorfluter dienenden Altrhein um einen Faktor 40 verdünnt. Nach der Einmündung des Altrheins in den Rhein und der Vermischung der Wässer erfolgt eine weitere Verdünnung um den Faktor 2 000. Damit sinken die Abwasserkonzentrationen des Plutoniums und des Radiostrontiums auf vernachlässigbare Werte. Die vom Fallout herrührenden Pu-Konzentrationen werden in der Literatur mit 0,16 bis 3,1 pCi ²³⁹Pu/m³ und einen Mittelwert von ca. 1 pCi/m³ angegeben.

Die mittleren 1975 gemessenen ^{239,240}Pu-Konzentrationen in aus dem Altrhein genommenen Plankton und Schlammproben liegen bei 0,61 pCi ^{239,240}Pu/g Trockensubstanz bzw. bei 0,25 pCi ^{239,240}Pu/g Trockengewicht. Literaturangaben der für eine Mischung von Zoo- und Phytoplankton angegebenen fallout-bedingten ²³⁹Pu-Werte betragen 0,023 pCi ²³⁹Pu/g Trockengewicht und für Sedimente 0,017 pCi ²³⁹Pu/g Trockengewicht (Tab. 8/6).

Probenahme Quartal/Jahr	Pu-Konzentration in pCi/g Trockengewicht in			
	Plankton		Schlamm	
	$^{239,240}\text{Pu}$	^{238}Pu	$^{239,240}\text{Pu}$	^{238}Pu
I/75	0,370	0,238	0,521	$\leq 0,180$
II/75	0,023	0,015	0,042	$\leq 0,017$
III/75	0,907	0,615	0,257	$\leq 0,014$
IV/75	1,14	0,593	0,190	0,094

Tab. 8/6: ^{238}Pu - und $^{239,240}\text{Pu}$ -Gehalte der aus dem Altrhein entnommenen Schlamm- und Planktonproben

8.3 Emissions- und Immissionsmessungen von ^{129}J

H. Schüttelkopf

8.3.1 Analytische Arbeiten zur Bestimmung von ^{129}J

Zu Beginn des Jahres wurden Extraktionszyklen optimiert zur Bestimmung von ^{129}J in Prozesswässern der WAK. Dazu gehörten vor allem Speiselösungen, Waschwässer und mittelaktive Abwässer. Die Extraktionszyklen beginnen je nach der spezifischen Aktivität der Probe mit 10 bzw. 100 ml Proben und führen zu einer $(\text{NH}_4)_2\text{SO}_3$ -haltigen Lösung von 10 ml mit einer chemischen Ausbeute von über 95 %. Das Jod aus dieser Lösung wird auf einem Ionenaustauscher absorbiert, dieser aktiviert und nach der Elution wird durch einen neuerlichen Extraktionszyklus gereinigt.

Bei der Anwendung der für Milchanalysen bestimmten Methode auf nichthomogenisierte Kuh- und Ziegenmilch traten Verstopfungen während des Durchflusses durch den Ionenaustauscher auf. Die in der Literatur vorgeschlagene Erhitzung der Milch brachte keine Verbesserung. Daher wurde eine Batchmethode entwickelt, bei der in ein definiertes Milchvolumen Ionenaustauscher eingebracht und so das ^{129}J aus der Milch absorbiert wurde. Die Abhängigkeit der Ausbeute vom Probenvolumen von der Kontaktzeit wurden bestimmt, sie ist in Abb. 8/4 dargestellt. Die dabei mit 5 l Milch erreichten chemischen Ausbeuten von 80 % wurden mit Molkereimilch erhalten. Die Ergebnisse bei nichthomogenisierter Ziegenmilch und nichthomogenisierter Kuhmilch waren auch bei Probenvolumina von 1-2 l schlechter und lagen zwischen 50 und 60 %. Um diese hohen Verluste bei nur einem analytischen Schritt in Zukunft zu vermeiden, wurde die Beschaffung eines Homogenisators für Milchproben veranlaßt.

Die Neutronenaktivierung von Jodproben in hohen Neutronenströmen stellt den Experimentator vor das Problem, ein Jodpräparat zu finden, das bei Temperaturen bis zu 150°C über längere Zeit stabil ist. Die üblichen Präparationen von Silberjodid, Palladiumjodid oder ähnlichen Salzen kommen für diesen Zweck nicht in Frage, da die Kationen im hohen Maße aktivierbar sind und eine einfache Bearbeitung der Proben nach der Bestrahlung nicht mehr möglich ist. Dazu kommt, daß die meisten Jodide und praktisch alle Jodate nicht genügend temperaturstabil sind. Die Aktivierung einer wässrigen Lösung von Jod ist wegen der hohen Temperatur nicht möglich. Daher wurden von uns Ionenaustauscher zur Adsorption

des Jodes verwendet und zur Aktivierung gebracht. Die Prüfung der Stabilität erfolgte mit ^{131}J in 5 Ionenaustauscherpräparaten, welche über mehrere Tage auf 150°C erhitzt wurden und in regelmäßigen Abständen γ -spektrometrisch ausgemessen wurden. Die Stabilität der Präparate konnte bestätigt werden. Die Ergebnisse sind in Abb. 8/5 wiedergegeben.

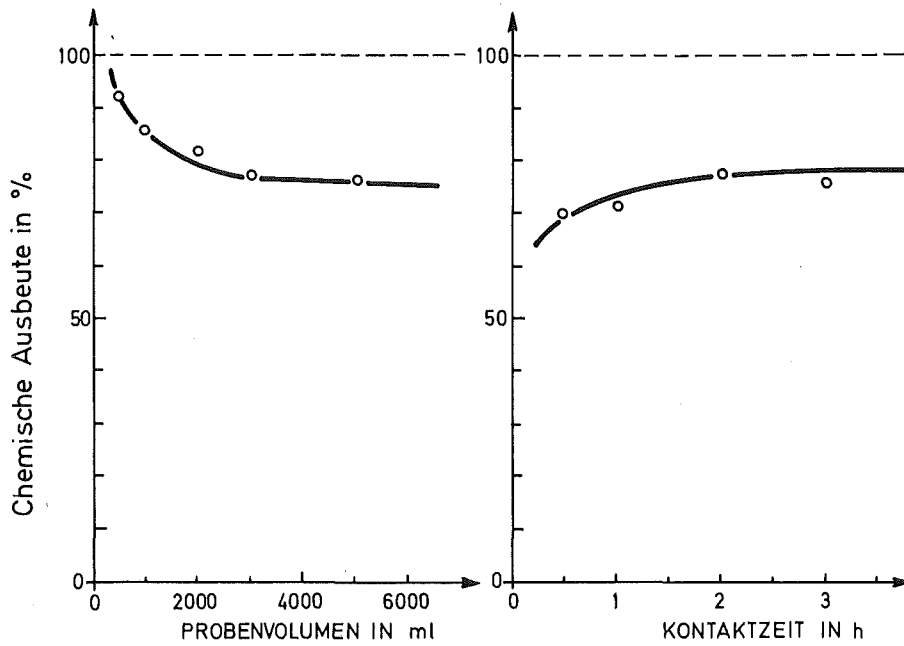


Abb. 8/4: Abhängigkeit der chemischen Ausbeute der Jodadsorption vom Probenvolumen und der Kontaktzeit an 50g Anionenaustauscher in Milch.

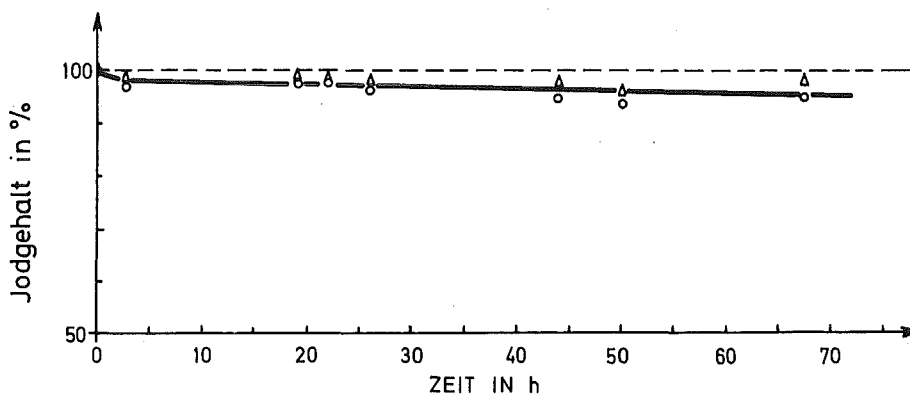


Abb. 8/5: Abnahme des Jodgehaltes der in einem Anionenaustauscher adsorbiert wurde während des Erhitzens auf 150°C . (gemessen mit ^{131}J)

8.3.2 ^{129}J in der Abluft der WAK

Die Kenntnis der ^{129}J -Emissionen aus der WAK ist für die Beurteilung der in der Umgebung gefundenen Konzentrationen von ^{129}J unbedingt notwendig. Dazu wurden Teilströme der WAK-Abluft mit bekanntem Durchsatz über einen Silbernitrat-imprägnierten Katalysator-träger gesaugt und dieser der Neutronenaktivierungsanalyse unterzogen. Bei der γ -Spektrometrie der aktivierten Katalysatorträger wird die 538 keV γ -Linie des entstandenen ^{130}J ohne weitere chemische Bearbeitung der Proben direkt gemessen. Die Ergebnisse sind in Abb. 8/6 wiedergegeben. Der Einbau eines Jodfilters in den Auflöser-Abluftstrom führte zu einer wesentlichen Reduzierung der Jodemissionen.

8.3.3 ^{129}J in den Abwässern der GfK und der WAK

In vor längerer Zeit durchgeführten stichprobenartigen Prüfungen des ^{129}J -Gehaltes in Abwässern der WAK konnten in mittelaktiven Abwässern Werte unter einigen nCi/l gemessen werden und in den niedrigaktiven Abwässern lagen die ^{129}J -Konzentrationen zwischen einigen pCi und ca. 1 nCi/l. Berücksichtigt man die unterschiedlichen Volumina waren in den mittelaktiven Abfällen < 1 % und in den niedrigaktiven Abwässern ca. 1 % des durchgesetzten ^{129}J -Inventars gefunden worden.

Seit Anfang 1975 werden monatlich Mischproben aller zur Dekontamination an ADB gelieferten Abwässer auf ^{129}J untersucht. Die bisher gemessenen Destillate enthielten zwischen 1,8 und 56 pCi ^{129}J /l. Der Mittelwert beträgt ca. 10 pCi/l. Nach der Dekontamination durch Destillation werden diese Wässer zusammen mit den inaktiven Abwässern zur chemischen Reinigung durch das Klärwerk geleitet und vor der Abgabe in den Altrhein in den Endbecken gesammelt. Von diesen Endbecken werden monatlich ca. 80 Proben genommen, zu einer Monatsmischprobe vereinigt und auf ^{129}J analysiert. Die bisher erhaltenen Ergebnisse liegen zwischen 0,1 und 1,6 pCi/l, der Mittelwert beträgt ca. 1 pCi/l.

8.3.4 ^{129}J in Kuh- und Ziegenmilch und in Schilddrüsen aus der Umgebung der Wiederaufarbeitungsanlage Karlsruhe

Seit Beginn des zweiten Quartals 1975 werden 14täglich Kuhmilchproben aus dem Bereich Friedrichstal und seit Mitte 1975 auch Ziegenmilchproben gesammelt und auf ^{129}J analysiert. Insgesamt wurden 17 Kuhmilchproben aufgearbeitet; die ^{129}J -Konzentrationen waren zwischen 0,1 und 2,2 pCi/l. Der Mittelwert lag bei 0,5 pCi/l. Ziegenmilch wurde in 12 Fällen analysiert. Die Werte liegen zwischen 0,7 und 7 pCi/l. Der Mittelwert beträgt ca. 1 pCi/l. Außer diesen Proben, die im Rahmen eines PNS-Forschungsprogramms bearbeitet wurden, wurden zur Umgebungsüberwachung der WAK bisher weitere 18 Ziegenmilchproben analysiert. Die Konzentrationen dieser in Linkenheim und Friedrichstal gesammelten Milchproben liegen zwischen 0,1 und 5,4 pCi/l. Der Mittelwert liegt ebenfalls bei 1 pCi/l.

Während des Jahres 1975 wurden 8 Schilddrüsenproben von Kaninchen auf ^{129}J analysiert. Die Werte liegen zwischen 1 und 10 pCi/Schilddrüse. Schilddrüsen von 4 Rehen, einem Hirsch und einem Wildschwein wurden geliefert. Die Proben werden zur Zeit bearbeitet. Die Positionen der Probenahme für Milch, Schilddrüsen, Abwasser und Abluft sind in Abb. 8/7 eingetragen.

Die oben angegebenen mittleren jährlichen ^{129}J -Konzentrationen zeigen, daß bei ganzjähriger Verwendung von Kuhmilch ausschließlich aus dem Hauptbeaufschlagungsgebiet die Schilddrüsendosis eines Kleinkindes nur etwa 2,5 mrem/Jahr beträgt.

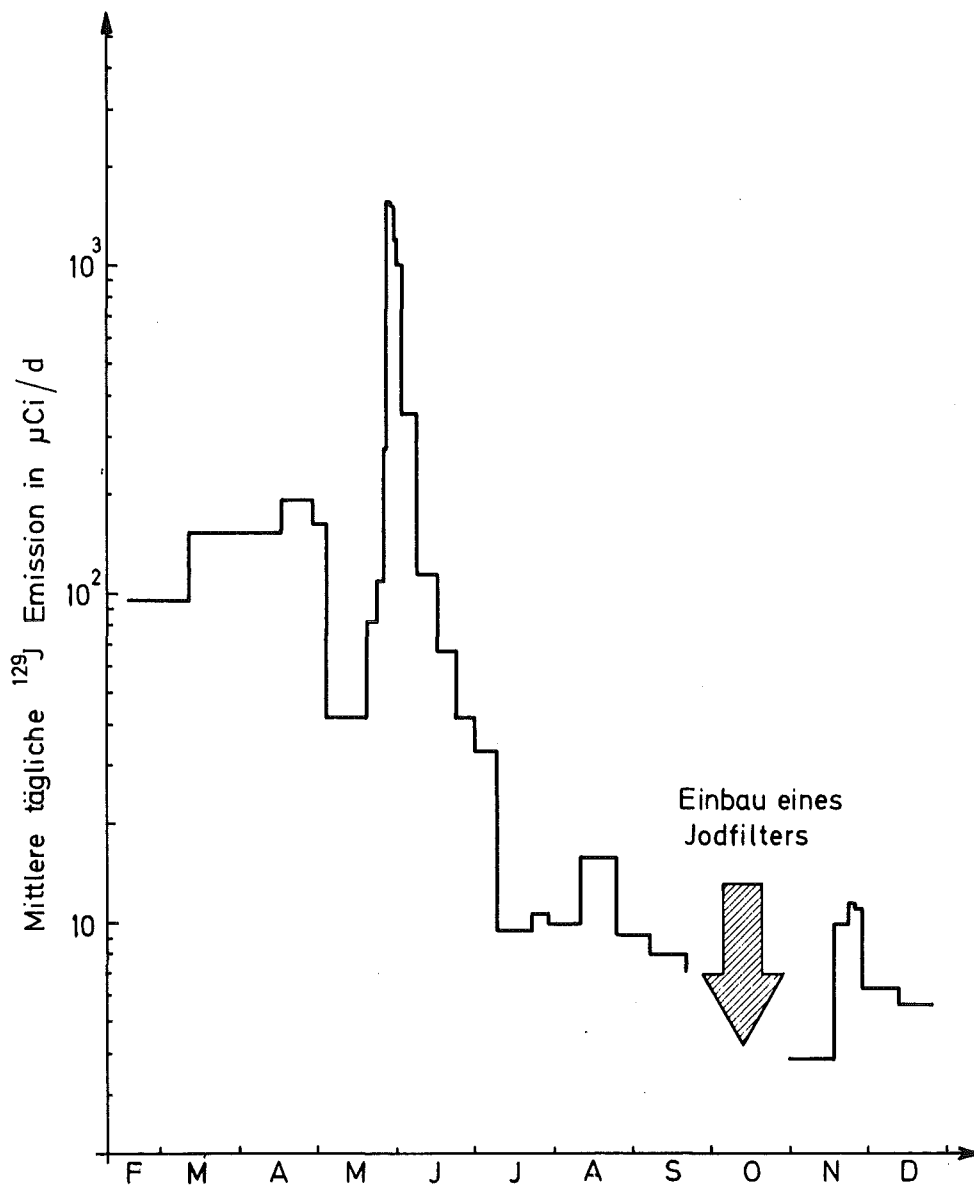


Abb. 8/6: ^{129}I -Emissionen mit der Abluft der WAK 1975.

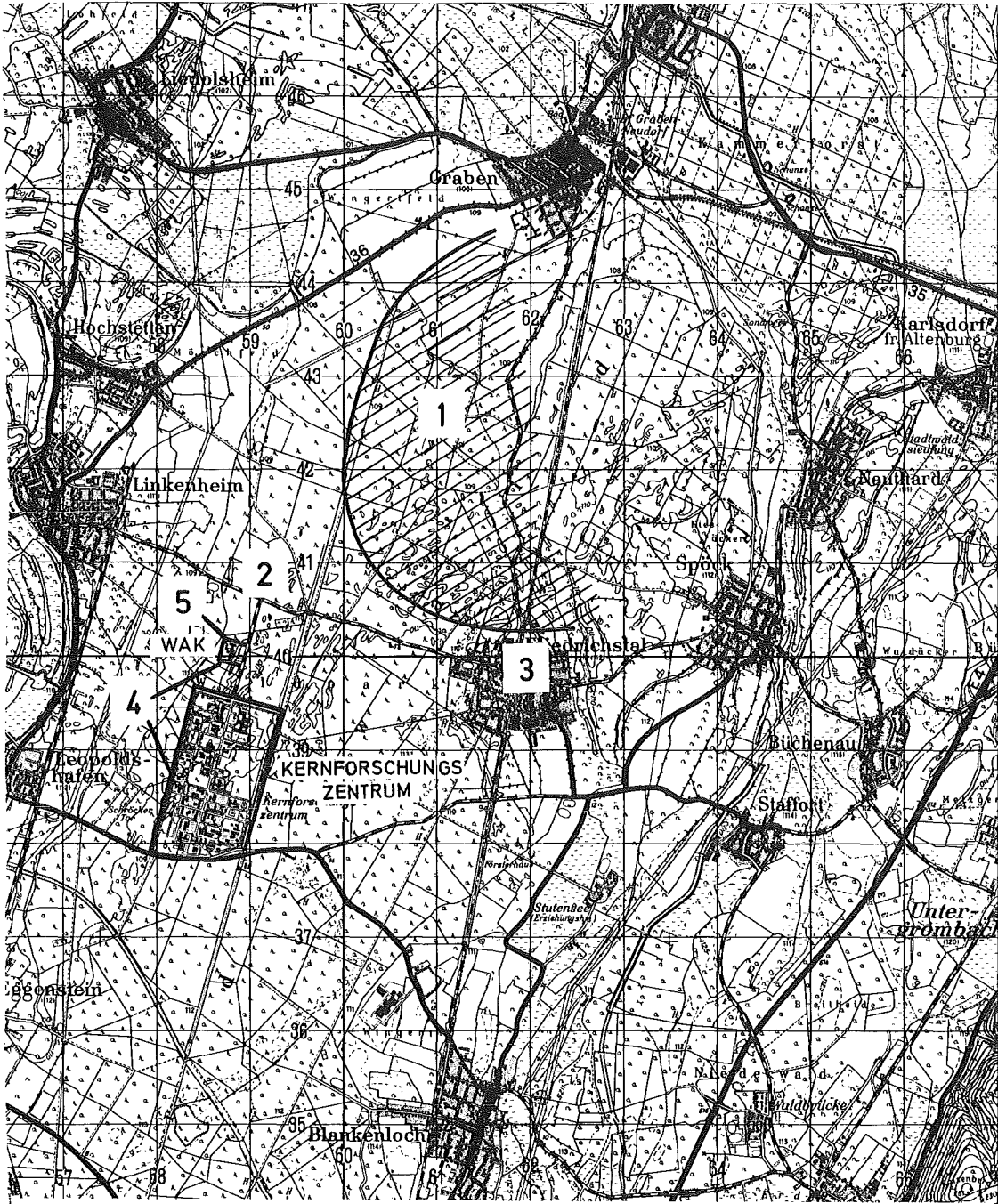


ABB. 8/7: POSITIONEN DER PROBENAHME FÜR ¹²⁹J-MESSUNGEN, 1 KANINCHENKOLONIE IN DER HAUPTWINDRICHTUNG, 2 ZIEGENMILCH, 3 KUHMITCH, 4 ABWASSERPROBEN, 5 ABLUFTPROBEN



8.3.5 Die ^{129}J -Bilanz in der Wiederaufarbeitungsanlage Karlsruhe

Ende Mai 1975 wurden während 10 einzelner Auflösungen die ^{129}J -Konzentrationen in den Speiselösungen, in den Wäscherlösungen und in der Abluft bestimmt. Zur Messung von ^{129}J in Speiselösungen der WAK wurde nach der Auflösung des Brennstoffes ein kleines Probenvolumen entnommen und, mit einem speziell für diesen Zweck entwickelten Extraktionszyklus, das ^{129}J vorgereinigt. Die dabei erhaltenen 10 ml niederaktiver Lösung wurden auf 1 g Ionenaustauscher absorbiert, dieser wurde gewaschen, getrocknet und zur Neutronenaktivierung gebracht. Nach der Neutronenaktivierung wurde das Jod aus dem Ionenaustauscher eluiert, ein weiterer Extraktionszyklus zur Reinigung vom aktivierten Chlor und Brom durchgeführt und die erhaltenen 10 ml Lösung auf einem Ge(Li)-Detektor γ -spektrometriert. Die Messung des ^{130}J erfolgte über die 538 keV-Linie. Aus den Wäscherlösungen - während der ersten drei Auflösungen wurde NaOH, während der restlichen 7 Auflösungen H_2O als Waschlösung verwendet - wurden ebenfalls Proben entnommen und ähnlich bearbeitet wie die Speiselösungen. Die Abluftproben wurden mit AgNO_3 -imprägnierten Katalysatorträgern genommen. Aerosolfilter und die Katalysatoren wurden ohne weitere chemische Bearbeitung neutronenaktivierungsanalytisch gemessen.

Als Ergebnisse wurden erhalten: In der Speiselösung verbleibt nach dem Aufschluß 0,07 % - 0,43 % des ^{129}J -Inventars. In den Wäscherlösungen wurden beim Betrieb mit NaOH 53 % - 71 % des Jodinventars gefunden, bei Betrieb mit H_2O wurden zwischen 0,1 % und 0,56 % des ^{129}J -Inventars in der Wäscherlösung rückgehalten. In der Abluft wurde beim Betrieb ohne NaOH-Wäsche bis zu 85 % des Inventars gefunden, beim Betrieb mit NaOH betrug der Wert im Mittel 6,3 % des Jodinventars. Auf den Aerosolfiltern wurden im allgemeinen weniger als 1 % des Radiojodes adsorbiert. Insgesamt wurden zu dieser Untersuchung 226 ^{129}J -Bestimmungen durchgeführt.

8.3.6 Zur Umgebungsbelastung durch ^{129}J -Emissionen einer Wiederaufarbeitungsanlage für 1500 t/a

Um die Dosisbelastung der Schilddrüsen der Umgebungsbevölkerung in der Nähe einer großen Wiederaufarbeitungsanlage beurteilen zu können, wurde diese nach verschiedenen Methoden und für verschiedene biologische Pfade berechnet. Die Hauptbelastung erfolgt über den Weide-Kuh-Milch-Pfad, die kritische Bevölkerungsgruppe sind Kinder unter einem Jahr. Die tatsächliche Belastung der Umgebung ist in hohem Maße von der Konzentration des stabilen Jodes in der Umgebungsluft und von der Kaminhöhe der WAA abhängig. Unter der Voraussetzung eines 200 m-Kamins wurden folgende Ergebnisse erhalten:

1. Liegt die ^{127}J -Konzentration der Umgebungsluft $> 0,1 \mu\text{g}/\text{m}^3$ ist zur Erfüllung des 90 mrem-Konzepts keine Jodrückhaltung in der WAA notwendig. Obwohl aufgrund der bekannten europäischen Luftkonzentrationen dies zu erwarten ist, sollten weitere ^{127}J -Messungen in Deutschland durchgeführt werden.
2. ^{127}J -Luftkonzentrationen zwischen $0,02$ - $0,1 \mu\text{g}/\text{m}^3$ erfordern bei ungünstiger Windrichtungsverteilung 93 - 95 % Jodrückhaltung. Diese Jodrückhaltung ist mit Wäschern zu erreichen; die technischen Schwierigkeiten bei der Beseitigung der Waschlösungen sollen durch Einlagerung des ^{129}J in tiefe geologische Schichten behoben werden. Dies wird vorgeschlagen, da durch den hohen ^{127}J -Gehalt in den Wässern dieser tiefgelegenen Schichten eine wirkungsvolle Isotopenverdünnung erreicht wird.
3. Luftkonzentrationen zwischen $0,001$ - $0,02 \mu\text{g } ^{127}\text{J}/\text{m}^3$ sind zwar kaum zu erwarten, würden aber ohne Jodrückhaltung zu unzulässig hohen Schilddrüsendosen führen (Abb.8/8). Unter Berücksichtigung von ungünstiger Windrichtungsverteilung würde es notwendig, eine Jodrückhaltung von bis zu 99,8 % einzuhalten.

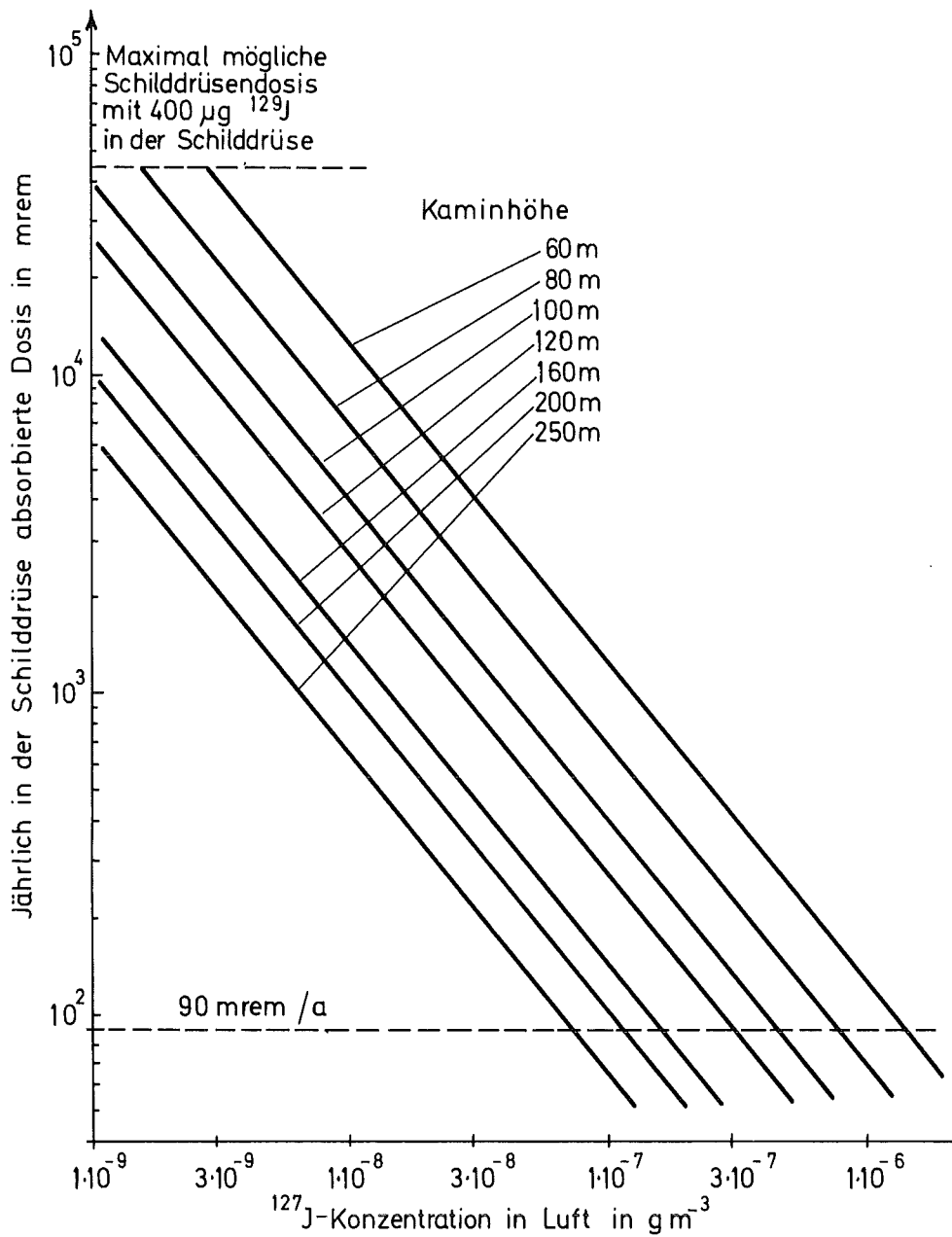


Abb.8/8 : Abhängigkeit der Jahresdosis in Schilddrüsen von Kleinkindern nach Einstellung des Gleichgewichtes zwischen WAA und Umgebung als Funktion der ^{127}J -Konzentration in Luft und der Kaminhöhe.

8.4 ^{90}Sr in der Abluft eines Kernkraftwerkes

H. Schüttelkopf

Mit 20 Analysen wurde in 251 Aerosolfiltern aus Glasfaser und organischem Stützmaterial ^{90}Sr und ^{90}Sr bestimmt. Die Aktivitäten wurden durch Doppelmessung der Sr-Präparate im Abstand von ca. 5 Tagen und rechnerische Lösung des Gleichungssystems erhalten. Die Radiostrontium-Konzentrationen liegen für ^{90}Sr immer unter der Nachweisgrenze. Diese liegt im Bereich einiger pCi/Probe. Dieses Ergebnis war zu erwarten, da die Analyse der Proben 1/2 bis 1 1/2 Jahre nach der Probenahme erfolgte. Die ^{90}Sr -Aktivitäten in der Abluft des Kernkraftwerkes lagen im allgemeinen im Bereich der Fallout-Konzentrationen der Umgebungsluft von ca. 2 fCi $^{90}\text{Sr}/\text{m}^3$. Höhere Werte wurden in den Monaten April und August mit 23 fCi/ m^3 und 16 fCi/ m^3 gemessen.

Die durchgeführten Analysen ermöglichten das Sammeln umfangreicher Erfahrung bei der Naßveraschung und der Sr-Analyse von Glasfaserfiltern. Eine Vorschrift zur Naßveraschung der Glasfaserfilter und des Stützmaterials wurde erarbeitet. Die Radiostrontium-Bestimmung nach A. Montag wurde auch auf dieses Probematerial angewandt und hat sich nach der Einführung einiger Modifikationen als sehr gut verwendbar erwiesen. Die Ergebnisse der ^{90}Sr -Konzentrationen sind in Tab. 8/7 enthalten.

Probenahme Monat/Jahr	^{90}Sr -Aktivität in pCi/Probe	^{90}Sr -Konzentration in fCi/ m^3
1/74	2,5	1,9
2/74	≤ 1,6	≤ 1,5
3/74	4,6	4,0
4/74	24	23
5/74	≤ 4,5	≤ 4,2
6/74	3,8	3,2
7/74	1,3	1,2
8/74	18	16
9/74	≤ 4,1	≤ 3,3
10/74	≤ 2,0	≤ 2,0
11/74	1,9	1,6
12/74	≤ 1,4	≤ 1,3

Tab. 8/7: ^{90}Sr -Konzentrationen auf den Aerosolfiltern und in der Abluft

8.5 Die Konzentrationen von CFCl_3 und CCl_4 in der Umgebung des Kernforschungszentrums Karlsruhe

J. Hiller, H. Schüttelkopf

Die hohe Produktion und Freisetzung von halogenierten Verbindungen, ihre Stabilität in der Biosphäre und die daraus folgende geringe Abbaurrate haben zu einer globalen Kontamination geführt.

Bei unseren Ausbreitungsexperimenten wurden als Untergrundswerte eine Reihe von Konzentrationen von CFCl_3 und CCl_4 gemessen; die Ergebnisse sind in Tab. 8/8 wiedergegeben. In den Vereinigten Staaten wurden eine Reihe von Messungen von CFCl_3 durchgeführt. Mittelwerte aus verschiedenen Teilen der USA liegen zwischen 730 und 2 140 $\text{ng CFCl}_3/\text{m}^3$. In der Stadt New York wurde ein Mittelwert von 8 100 $\text{ng CFCl}_3/\text{m}^3$ - mit 21 400 $\text{ng CFCl}_3/\text{m}^3$ als Höchstwert - gemessen. Bei einer Inversionswetterlage wurden in Wilmington, Ohio, in 1 500 m Höhe 675 $\text{ng CFCl}_3/\text{m}^3$ und in 450 m Höhe 45 000 ng/m^3 ermittelt. Von außerhalb der USA sind nur wenige Daten bekannt (Werte in $\text{ng CFCl}_3/\text{m}^3$): Irland 460 und 1 090; Atlantik 280 und 540; Frankfurt/Main 1 140 bis 3 700; Großer Feldberg 247. Der Mittelwert der in Tab. 8/8 gemessenen CFCl_3 -Konzentrationen um Karlsruhe liegt bei 1 028 ng/m^3 mit einem Bereich von 313 bis 2 189 ng/m^3 . Diese Ergebnisse passen sich gut in die europäischen Ergebnisse einerseits und in die nicht durch ausgedehnte Emissionen von Großstädten an anderen Orten der Welt gemessenen CFCl_3 -Konzentrationen ein.

Probenahme- datum	CFCl_3 -Konzentrationen in $\text{ng}\cdot\text{m}^{-3}$	Probenahme- datum	CCl_4 -Konzentrationen in ng/m^3
8.8.1973	313	25.4.1973	462
25.9.1973	1 029	22.6.1973	600
6.11.1973	948	28.6.1973	477
17.12.1973	668	26.4.1973	562
4.4.1974	540	18.4.1973	497
10.4.1975	1 380	18.4.1973	402
22.5.1975	601	17.4.1973	446
19.8.1975	756	13.4.1973	501
25.11.1975	1 860	17.7.1973	491
27.11.1975	2 189	28.3.1974	604

Tab. 8/8 : CFCl_3 - und CCl_4 -Konzentrationen in der Umgebung des Kernforschungszentrums Karlsruhe

Ergebnisse der Messungen von CCl_4 an verschiedenen Stellen der Vereinigten Staaten liegen zwischen 567 und 2 395 $\text{ng CCl}_4/\text{m}^3$. Die höchsten in den Vereinigten Staaten gemessenen Konzentrationen von CCl_4 betragen 113 400 ng/m^3 . Der Unterschied in den Konzentrationen über und in einer Inversionsschicht ist bei CCl_4 wesentlich geringer. Am Atlantik wurden Werte von 456 bzw. 946 ng/m^3 gemessen und in Irland 710 $\text{ng CCl}_4/\text{m}^3$. Am Großen Feldberg wurde 277 $\text{ng CCl}_4/\text{m}^3$ gemessen. Der Mittelwert der in der Umgebung des Kernforschungszentrums Karlsruhe gemessenen CCl_4 -Konzentrationen liegt bei 504 ng/m^3 . Die Grenzen liegen zwischen 402 und 604 ng/m^3 , sie entsprechen den Konzentrationswerten von wenig oder gar nicht durch direkte Emittenten betroffenen Plätzen der Welt.

9. *Bibliographie, Beratertätigkeit*

9.1 Veröffentlichungen 1975

- (1) Böhm, J.; Reich, H.; Heinzelmann, M.; Piesch, E.
Betadosimetrie - Probleme und Tendenzen.
KFK-2185 (Oktober 75)
- (2) Bouharrour, S.; Thomas, P.
Die Anlage zur Erfassung meteorologischer Daten. Funktionsweise und detaillierte Beschreibung der einzelnen Komponenten.
KFK-2181 (Juli 75)
- (3) Dilger, H.; Hübschmann, W.; Thomas, P.
Meteorologisches Informationssystem für Kernkraftwerke.
Reaktortagung, Nürnberg, 8.-11. April 1975, Deutsches Atomforum e.V., Kerntechnische Gesellschaft im Deutschen Atomforum e.V., Leopoldshafen 1975: ZAED. S. 685-88
- (4) Dilger, H.; Hübschmann, W.; Thomas, P.
Meteorologisches Informationssystem für Kernkraftwerke.
KFK-Nachrichten, 7 (1975) No. 3, S. 66-69
- (5) Dilger, H.; Nester, K.
Aufstellung und Vergleich verschiedener Schemata zur Bestimmung von Ausbreitungskategorien.
Meteorologische Rundschau, 28 (1975) S. 12-17
- (6) Dilger, H.; Nester, K.; Vogt, S.
Statistische Auswertungen des Wind-, Temperatur- und Feuchteprofils sowie der Strahlung und der Windrichtungsfluktuation am Kernforschungszentrum Karlsruhe.
KFK-2164 (Juli 75)
- (7) Dilger, H.; Thomas, P.
Cup Anemometer Testing Device for Low Wind Speeds.
Journal of Applied Meteorology, 14 (1975) S. 414-15
- (8) Fessler, H.; Pawelzik, J.
Anlage zur in vivo-Messung von inkorporierten Transuranen.
9. Jahrestagung des Fachverbandes für Strahlenschutz e.V., Alpbach/Tirol, 6.-8. Oktober 1975
- (9) Grupe, H.; Koelzer, W.
Fragen und Antworten zur Kernenergie.
Bonn: Informationszentrale der Elektrizitätswirtschaft e.V. 1975, 96 S.
- (10) Hübschmann, W.
Theoretical and Experimental Investigations of the Diffusion of Radioactive Gases.
2. French-German Specialist Meeting on R and D in the Field of the Environmental Impact of Nuclear Power Plants, Saclay, January 21, 1975
- (11) Hübschmann, W.
Atmosphärische Ausbreitung von Spaltprodukten im Rahmen der Risikoanalyse von Kernkraftwerken.
Tagung: Risiko und Zuverlässigkeit, Köln, 2. Oktober 1975

- (12) Hübschmann, W.
Zur Prognose der Strahlenbelastung der Bevölkerung bei hypothetischen Störfällen.
Jahreskolloquium des Projektes Nukleare Sicherheit, Karlsruhe, 11. November 1975
KFK-2244 (November 75)
- (13) Hübschmann, W.; Nagel, D.; Papadopoulos, D.
Berechnung der radiologischen Belastung der Umgebung des Kernforschungszentrums Karlsruhe durch die Emission radioaktiver Stoffe in die Atmosphäre in den Jahren 1974 und 1975.
KFK-2188 (Juli 75)
- (14) Hübschmann, W.; Nester, K.; Wilhelm, J.G.
Discussion of Possible Effects by the Mixing of Radioactive and Thermal Releases to the Atmosphere from Nuclear Power Plants.
International Symposium on the Combined Effects on the Environment of Radioactive, Chemical and Thermal Releases from the Nuclear Industry, Stockholm, June 2-6, 1975
- (15) Hübschmann, W.; Papadopoulos, D.; Thomas, P.
Meßstellennetz in der Umgebung kerntechnischer Anlagen zur Bestimmung der Gamma-Dosisleistung bei Störfällen.
Status-Kolloquium "Koordiniertes Forschungsprogramm zur Notfallschutzplanung", TÜV Rheinland e.V., Köln, 29. April 1975
- (16) Hübschmann, W.; Papadopoulos, D.
Berechnung der Dosisleistung durch γ -Strahlung aus der radioaktiven Abluftfahne eines Daueremittenten.
KFK-2172 (Juni 75)
- (17) Jasiak, J.; Piesch, E.
Use of Kodak NTA Personnel Neutron-Monitoring Film as Track-Etching Detector.
Nuclear Instruments and Methods, 125 (1975) S. 545-48
- (18) Jasiak, J.; Piesch, E.
Automatical Spark Counting of Neutron-induced Recoil Tracks in Polycarbonate Foils.
Nuclear Instruments and Methods, 128 (1975) 447-453
- (19) Kiefer, H.
Behördliche und eigenverantwortliche Überwachung.
9. Jahrestagung des Fachverbandes für Strahlenschutz e.V., Alpbach/Tirol, 6.-8. Oktober 1975
- (20) Kiefer, H.; Koelzer, W.; (Hrsg.)
Abteilung Strahlenschutz und Sicherheit.
Jahresbericht 1974; KFK-2155 (Mai 75)
- (21) Kiefer, H.; Koelzer, W.; König, L.A.
Criteria for Limiting the Radiation Exposure in the Environment of Nuclear Facilities.
3. European Congress of the International Radiation Protection Association, Amsterdam, May 13-16, 1975
- (22) Koelzer, W.
Die Strahlenbelastung des Menschen.
Seminar der VDI-Arbeitsgruppe Energietechnik/Nordbaden-Pfalz, Mannheim, 26. März 1975

- (23) Koelzer, W.
Auswirkungen der Kerntechnik auf die Umwelt.
Kernenergie und Umwelt - Diskussion aktueller Fragen, Nürnberg, 11. April 1975
- (24) Koelzer, W.
Umwelt und Kernenergie.
Informationsveranstaltung des Deutschen Atomforums "Kernenergie und Umwelt", Schweinfurt,
6. Mai 1975
- (25) Koelzer, W.
Wie sicher sind Kernkraftwerke.
Kernenergie und Umwelt, Informationsveranstaltung, Deutsches Atomforum, Cuxhaven, 19. Juni 1975
- (26) Koelzer, W.
Action Levels for Nuclear Accident Cases.
German-Spanish Seminar on Nuclear Safety and Radiation Protection, Madrid, September 29 -
October 10, 1975
- (27) Koelzer, W.
A Need for the NEAT - The Nuclear Emergency Assistance Team, a Mobile Intervention Facility
for Nuclear Accidents -.
German-Spanish Seminar on Nuclear Safety and Radiation Protection, Madrid, September 29 -
October 10, 1975
- (28) Koelzer, W.
Maximum Permissible Radiation Exposure and Discharge Limits for Normal Operation of Nuclear
Power Reactors in the Federal Republic of Germany.
German-Spanish Seminar on Nuclear Safety and Radiation Protection, Madrid, September 29 -
October 10, 1975
- (29) Koelzer, W.
Dosimetry and Dose Calculations.
German-Spanish Seminar on Nuclear Safety and Radiation Protection, Madrid, September 29 -
October 10, 1975
- (30) Koelzer, W.
Radiation Protection - Functions and Procedures.
IAEA Interregional Training Course on Nuclear Power Project Planning and Implementation,
8th Sept - 19 Dec 1975, Karlsruhe Nuclear Research Center
- (31) Koelzer, W.
The Nuclear Emergency Assistance Team, a Mobile Intervention Facility for Nuclear Accidents.
IAEA Interregional Training Course on Nuclear Power Project Planning and Implementation,
8th Sept - 19 Dec 1975, Karlsruhe Nuclear Research Center
- (32) Koelzer, W.
Radioaktive Emissionen von Kernkraftwerken.
Kernenergie und Umwelt, Rendsburg, 5. September 1975

- (33) Koelzer, W.
Kernkraftwerke - Funktionsprinzipien und Sicherheit.
Kernenergie in unserer Zeit, Otto-Hahn-Schule, Hanau, 15.-26. September 1975
- (34) Koelzer, W.
Genetische und somatische Wirkung ionisierender Strahlen.
Kernenergie - Pro und Kontra, Volkshochschule Ulm, 17. November 1975
- (35) König, L.A.
Arbeitsplatzüberwachung im Kernforschungszentrum Karlsruhe, Programme und Ergebnisse.
9. Jahrestagung des Fachverbandes für Strahlenschutz e.V., Alpbach/Tirol, 6.-8. Oktober 1975
- (36) König, L.A.; Winter, M.
Discharges of Radioactive Substances in Liquid Effluents from the Karlsruhe Nuclear Research Center: Practice, Scope, Impact.
3. European Congress of the International Radiation Protection Association, Amsterdam, May 13-16, 1975
- (37) Lüdecke, H.-J.
Entwicklung einer digitalen Rechenschaltung für ein automatisches Glasdosimeterauswertegerät.
Diplomarbeit, Universität Karlsruhe, Juni 1975
- (38) Möhrle, G.
Strahlenschutzmedizinische Maßnahmen beim Umgang mit offenen radioaktiven Stoffen.
GSF-K 79 (März 75)
- (39) Nagel, D.; Papadopoulos, D.
WOLGA 1 - Ein FORTRAN-Programm zur Berechnung der Dosisleistung durch Gammastrahlung aus der radioaktiven Abluft eines oder mehrerer Daueremittenten.
KFK-2189 (Oktober 75)
- (40) Piesch, E.
Personnel Monitoring with Solid State Dosimeters.
University of Mexico (UNAM), Centro de Estudios Nucleares, Mexico City, January 27-31, 1975
- (41) Piesch, E.
Calibration Techniques for Beta and Gamma Detectors.
University of Mexico (UNAM), Centro de Estudios Nucleares, Mexico City, January 27-31, 1975
- (42) Piesch, E.
Accident Dosimetry in Mixed Gamma/Neutron Fields.
University of Mexico (UNAM), Centro de Estudios Nucleares, Mexico City, January 27-31, 1975
- (43) Piesch, E.
New Detectors for Neutron Personnel Monitoring.
University of Mexico (UNAM), Centro de Estudios Nucleares, Mexico City, January 27-31, 1975
- (44) Piesch, E.
Low Level Dosimetry for Environmental Monitoring.
University of Mexico (UNAM), Centro de Estudios Nucleares, Mexico City, January 27-31, 1975

- (45) Piesch, E.
In-Phantom Dosimetry of ^{252}Cf Sources.
IAEA Educational Seminar on the Use of Californium-252 in Teaching and Research,
Karlsruhe, 14.-18. April 1975
- (46) Piesch, E.
Neutron Dosimetry in the Radiation Field of ^{252}Cf -Sources.
IAEA Educational Seminar on the Use of Californium-252 in Teaching and Research,
Karlsruhe, 14.-18. April 1975
- (47) Piesch, E.
Trends in Calibration and Evaluation Techniques of Personnel Dosimeters.
3. European Congress of the International Radiation Protection Association, Amsterdam,
May 13-16, 1975
- (48) Piesch, E.
Stand und Entwicklungstendenzen der Personendosimetrie.
9. Jahrestagung des Fachverbandes für Strahlenschutz e.V., Alpbach/Tirol, 6.-8. Oktober 1975
- (49) Piesch, E.
Personnel Dosimetry of External Radiation.
IAEA Course: Radiation Protection and Waste Handling in Industry, Chemistry, Medicine and
Research, Berlin, October 27 - November 7, 1975
- (50) Piesch, E.
Current Development and Application of Dosimeter Systems for Personnel Monitoring; Comision
Nacional de Energia Atomica, Buenos Aires. 12.-21.11.1975
- (51) Piesch, E.
Phosphatglasdosimetrie.
Strahlenschutzfachkudkurs der Industrie- und Handelskammer Nürnberg, Univ. Erlangen,
23. - 24. Oktober 1975
- (52) Piesch, E.; Burgkhardt, B.
Messung der Umgebungsstrahlung mit Phosphatglasdosimetern.
Arbeitskreis "Dosismessung externer Strahlung" des Fachverbandes für Strahlenschutz e.V.,
Würenlingen, 6. November 1975
- (53) Piesch, E.; Burgkhardt, B.
Messung der Umgebungsstrahlung mit Thermolumineszenzdosimetern.
Arbeitskreis "Dosismessung externer Strahlung" des Fachverbandes für Strahlenschutz e.V.,
Würenlingen, 6. November 1975
- (54) Piesch, E.; Burgkhardt, B.; Kabadjova, S.
Supralinearity and Re-Evaluation of Different LiF Dosimeter Types.
Nuclear Instruments and Methods, 126 (1975) S. 563-72
- (55) Piesch, E.; Sayed, A.M.
Latent Fading of Gamma and Neutron Monitoring Films.
Nuclear Instruments and Methods, 123 (1975) S. 397-402

- (56) Piesch, E.; Sayed, A.M.
Neutron Build-up and Attenuation in Tissue from a ^{252}Cf Needle Source.
International Symposium on Advances in Biomedical Dosimetry, Vienna, March 10-14, 1975
AED-CONF-75-060-010
- (57) Rook, H.; Schieferdecker, H.; Stäblein, G.
Methodik der Datenverfolgung zum Strahlenschutz der Person.
9. Jahrestagung des Fachverbandes für Strahlenschutz e.V., Alpbach/Tirol, 6.-8. Oktober 1975
- (58) Schieferdecker, H.; König, L.A.; Ritz, H.
Ergebnisse der Tritium-Inkorporationsüberwachung im Kernforschungszentrum Karlsruhe im Jahre 1974.
KFK-Ext. 23/75-01 (Juni 75)
- (59) Schmidt, A.; Fessler, H.
Recent Development in Lung Counting of Transuranium Nuclides at Karlsruhe.
International Seminar on Diagnosis and Treatment of Incorporated Radionuclides,
Vienna, December 8-12, 1975
IAEA/SR-6/47
- (60) Schüttelkopf, H.
Environmental Surveillance for Plutonium at the Karlsruhe Nuclear Research Center from
1973 until 1975.
International Symposium on Transuranium Nuclides in the Environment, San Francisco, November
17-21, 1975
IAEA-SM-199/25
- (61) Schwarz, E.
Vergleich verschiedener Kalibriermethoden zur β -Dosimetrie.
KFK-2186 (Dezember 75)
- (62) Sennwitz, M.
Radiumkontamination des Erdbodens durch zivilisatorische Einflüsse.
Diplomarbeit, Universität Karlsruhe, Mai 1975
- (63) Thomas, P.
Beständigkeit der atmosphärischen Ausbreitungsbedingungen in Abhängigkeit der Tageszeit.
KFK-2214 (Dezember 75)
- (64) Vogt, S.
Statistische Voraussagen für Lage und Betrag der maximalen Dosis bei störfallbedingter Emission.
KFK-2215 (Dezember 75)
- (65) Windbühl, E.
Unfallbericht 1974.
KFK-Ext. 20/75-02 (November 75)
- (66) Winter, M.
Determination of the Environmental Impact by Tritium.
2. Research Coordinating Meeting of the IAEA on Environmental Behaviour of Tritium,
Mol/Belgien, April 15-18, 1975

- (67) Winter, M.; Tachlinski, W.
Überwachung der Umweltradioaktivität am Kernforschungszentrum Karlsruhe im Jahre 1974.
KFK-Ext. 20/75-01 (August 75)
- (68) Hübschmann, W.; Nagel, D.
ISOLA II - Ein Fortran IV-Programm zur Berechnung der langfristigen Dosisverteilung in der
Umgebung kerntechnischer Anlagen.
KFK-2210 (Dezember 75)
- (69) Beitrag zu:
Gesellschaft für Kernforschung mbH. (Hrsg.)
Projekt Nukleare Sicherheit.
2. Halbjahresbericht 1974
KFK-2130 (Mai 75)
- (70) Beitrag zu:
Gesellschaft für Kernforschung mbH. (Hrsg.)
Projekt Nukleare Sicherheit.
1. Halbjahresbericht 1975.
KFK-2195 (September 75)

9.2 ASS-Berichte 1975, unveröffentlicht

G. Barth

Messung der Energieabhängigkeit von verschiedenen Gamma- Dosisleistungs- und Dosismeßgeräten

K. Baude

³H-Gehalt von Blattwerk aus den Hauptimmissionsgebieten des Kernforschungszentrums Karlsruhe und
von Referenzstellen

H.-U. Berger

Auslegung der Sonde zur Aerosol-Abluftmeßstelle FERAB-Kamin

H.-U. Berger

Auslegung der Sonde für die Abluftüberwachung von Gebäude 555

S. Bouharrour, H. Dilger

Zusatzgerät für das Sigmameter der Vektorfahne

S. Bouharrour, P. Thomas

Pannmelder der meteorologischen Datenerfassungsanlage

B. Burgkhardt, M. Hauser

Energie- und Temperaturabhängigkeit des Dosisleistungsmeßgerätes VA-J-15 A

H. Dilger

Eichung von einem Doppel-Pyrradiometer-Pyranometer

H. Dilger

Abschätzung der lateralen Ausbreitungsparameter σ_y

H. Dilger, P. Thomas

Untersuchung zur Ausbreitung von Abluftfahnen in der Atmosphäre - Ein Vergleich der in der KFA Jülich und im KFZ Karlsruhe durchgeführten Versuche

I. Donner, P. Thomas

Programm zur Verarbeitung der Momentanwerte auf Lochstreifen

H. Fessler, H. Kiefer, W. Neumann, E. Piesch, H. Roock, G. Stäblein

Die Überwachung der Strahlenexposition der Arbeitskräfte

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

Bestimmung der atmosphärischen Ausbreitung von Difluordibrommethan (CBr_2F_2); Versuch Nr. 26

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

Bestimmung der atmosphärischen Ausbreitung von Difluordibrommethan (CBr_2F_2); Versuch Nr. 27

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

Bestimmung der atmosphärischen Ausbreitung von Difluordibrommethan (CBr_2F_2); Versuch Nr. 28

W.G. Hübschmann

Umweltbelastung durch die kombinierte Einwirkung radioaktiver, chemischer und thermischer Emissionen der Kernindustrie

W.G. Hübschmann

Auswaschung radioaktiver Stoffe aus der Abluft durch natürlichen Niederschlag

W.G. Hübschmann, D. Nagel, D. Papadopoulos

Berechnung der Strahlenbelastung in der Umgebung des Kernforschungszentrums Karlsruhe aufgrund des Abluftplanes 1976

W.G. Hübschmann, D. Nagel, D. Papadopoulos

Berechnung der Strahlenbelastung in der Umgebung des Kernforschungszentrums Karlsruhe aufgrund des Abluftplanes 1976, Stand 5.12.1975

W.G. Hübschmann, D. Papadopoulos, P. Thomas

Meßstellennetz in der Umgebung kerntechnischer Anlagen zur Bestimmung der Gamma-Dosisleistung bei Störfällen

W.G. Hübschmann, S. Vogt

Kritische Würdigung des Modells der atmosphärischen Ausbreitung in der Reaktorsicherheitsstudie (Rasmussen-Studie)

W.G. Hübschmann, S. Vogt

Hypothetische ^{129}I -Ingestionsdosen in der Umgebung der WAK infolge der KWO II-Kampagne

H. Kiefer

Bericht über das 4. deutsche Atomrechtsymposium am 26.-28. Mai 1975 in Göttingen

W. Koelzer

Betriebserfahrungen mit Kernkraftwerken, IRS-Fachgespräche 1975

W. Koelzer, L.A. König, E. Piesch, M. Winter

Bericht über den 3. Europäischen IRPA-Kongreß, 13.-16. Mai 1975, Amsterdam

G. Laub

Plutoniumgehalt in Luftstaubfiltern

A. Lindken

Bestimmung des Wirkungsgrades und der Nachweisgrenze einer 3-fach Koinzidenzanlage für J-130

Y. Meinzer

Tritiumgehalt von Grasproben aus den Hauptimmissionsgebieten des Kernforschungszentrums Karlsruhe und von Referenzstellen

P. Möhle

Aufnahme der Gamma- und Neutronen-Dosisleistungsverteilung innerhalb der Reaktorhalle des FR 2

D. Nagel

ISOPL - Ein Fortran IV Unterprogramm zum Zeichnen von Isolinienplots

K. Nester

Abschätzung des Einflusses der Rauigkeit auf die Diffusionsparameter für verschiedene Stabilitätszustände der Atmosphäre

K. Nester, P. Thomas

Ermittlung der Ausbreitungsparameter σ_y und σ_z aus Experimenten - Gegenüberstellung der Ergebnisse bei Reflexion und Totalabsorption

D. Papadopoulos, P. Thomas

Abschätzung der Gamma- und Inhalationsdosen in der Umgebung kerntechnischer Anlagen bei schweren Störfällen

W. Reuble

Statische Elektrizität als Störung und Gefahr

W. Reuble

Grundkurs für Sicherheitsingenieure

A. Schmitt

Messung von Pu-239 in Abfallfässern

A. Schmitt

In-vivo-Messung von Am-241-Inkorporationen

A. Schmitt, B. Burgkhardt

Kalibrierung und Energieabhängigkeit einer "Absetzsonde" der Firma Münchner Apparatebau

A. Schmitt, B. Burgkhardt

Kalibrierung und Energieabhängigkeit der GM-Zählrohre FHZ 76 k und FHZ 80

M. Schrenk, P. Thomas

Berechnung der Windrichtungsbeständigkeit in Abhängigkeit von der Tageszeit, der herrschenden Stabilitätsklasse und der Windrichtung

H. Schüttelkopf

Bericht über das Internationale Symposium on Transuranium Nuclides in the Environment, San Francisco, California, USA, 17-21 November 1975

H. Schüttelkopf, K. Bender

Die Bestimmung von Sr-89 und Sr-90 in der 1974 abgegebenen Abluft des Kernkraftwerkes Obrigheim

H. Schüttelkopf, J. Hiller

Die Bestimmung der Ausbreitungsfaktoren mit CFCl_3 und mit CF_2Br_2

H. Schüttelkopf, I. Schlager

Messung der Verteilung und der Rückhaltung von ^{129}J in der Wiederaufarbeitungsanlage Karlsruhe

M. Sontheimer

Temperaturabhängigkeit gebräuchlicher Dosisleistungsmeßgeräte

A. Steffens

Aufnahme von Isodosenkurven im Bereich des Zwischenlagers für radioaktive Abfälle und der Dekontaminationsbetriebe des Kernforschungszentrums Karlsruhe

P. Thomas

IAEA-Symposium on the Siting of Nuclear Facilities, 9.-13. Dez. 1974 in Wien

P. Thomas

Berechnung der Ausbreitungsparameter aus Meßwerten eines im Rhonetal durchgeführten Ausbreitungsversuches

P. Thomas, S. Vogt

Stellungnahme zur Studie "Kerntechnische Anlagen und Sicherheitspolitik" des Amtes für Studien und Übungen der Bundeswehr

S. Vogt

Parameter des adiabatischen Windprofils

S. Vogt

Vergleich verschiedener Schemata zur Bestimmung von Ausbreitungskategorien anhand des Standortes Karlsruhe und Frankfurt

S. Vogt

Häufigkeiten von Ausbreitungskategorien und Windrichtungssektoren bei einer variablen Integrationszeit zwischen 4 und 30 Tagen

E. Windbühl

Arbeitsschutz und Arbeitsmedizin 1975

J. Zibat

Kalibrierung einer ionensensitiven Elektrode zur Bestimmung von Jod

9.3 Beratertätigkeit

- "Belastungspfad/Abluft", Ausschuß der Strahlenschutzkommission, BMI
- "Belastungspfad/Abwasser", Ausschuß der Strahlenschutzkommission, BMI
- "Notfallschutz in der Umgebung kerntechnischer Anlagen", Ausschuß der Strahlenschutzkommission, BMI
- "Strahlenschutztechnik", Ausschuß der Strahlenschutzkommission, BMI
- "Geräte für den Notfall und zur Störfallfolgenbeseitigung", Sachverständigenkreis des BMFT
- "Strahlenschutz im Uranerz- und anderen Bergbau", Arbeitskreis des Ministeriums für Wirtschaft, Mittelstand und Verkehr, Baden-Württemberg
- "Radioaktivitätsüberwachung der Luft", Fachnormenausschuß Kerntechnik des DIN
- "Oberflächendekontaminationsverfahren", Fachnormenausschuß Kerntechnik des DIN
- "Umschlossene Strahler", Fachnormenausschuß Kerntechnik des DIN
- "Dosimetrie/Neutronendosimetrie", Fachnormenausschuß Radiologie des DIN
- "Sicherungsmaßnahmen an Maschinen", Fachnormenausschuß Maschinenbau
- "Messen meteorologischer Daten", Ausschuß der VDI-Kommission "Reinhaltung der Luft"
- "Kühlturbetrieb", Unterausschuß der VDI-Kommission "Reinhaltung der Luft"
- "Praktische Anwendung der Ausbreitungsrechnung", VDI-Ausschuß
- "Ausbreitungsmodelle", ad-hoc-Arbeitsgruppe des VDI-Ausschusses "Ausbreitungsrechnung"
- "Arbeitsplatzüberwachung", Arbeitskreis des Fachverbandes für Strahlenschutz
- "Ausbildung", Arbeitskreis des Fachverbandes für Strahlenschutz
- "Dosismessung externer Strahlung", Arbeitskreis des Fachverbandes für Strahlenschutz
- "Inkorporationsüberwachung", Arbeitskreis des Fachverbandes für Strahlenschutz
- "Strahlenschutzverordnung", ad-hoc-Arbeitskreis des Fachverbandes für Strahlenschutz
- "Umweltüberwachung", Arbeitskreis des Fachverbandes für Strahlenschutz
- "Personendosimetrie", Sachverständigenausschuß der Direktion Gesundheitsschutz, EURATOM
- "Strahlenschutzinstrumentierung", Komitee SC 45 B der Internationalen Elektrotechnischen Kommission
- "Strahlungsmeßgeräte", Komitee 724 der Deutschen Elektrotechnischen Kommission

"Strahlenschutzmeßgeräte", Komitee 724.2 der Deutschen Elektrotechnischen Kommission

"Arbeitssicherheit", Arbeitskreis des Landesverbandes Südwestdeutschland der gewerblichen Berufsgenossenschaften

"Sicherheitstechnik", Arbeitskreis im Verein deutscher Sicherheitsingenieure

"Bauliche Einrichtungen", Berufsgenossenschaftlicher Fachausschuß