

KfK 2620
März 1978

Jahresbericht 1977 der Abteilung Strahlenschutz und Sicherheit

Redaktion: H. Kiefer, W. Koelzer
Abteilung Strahlenschutz und Sicherheit

Kernforschungszentrum Karlsruhe

Als Manuskript vervielfältigt
Für diesen Bericht behalten wir uns alle Rechte vor

KERNFORSCHUNGSZENTRUM KARLSRUHE GMBH

KERNFORSCHUNGSZENTRUM KARLSRUHE
Abteilung Strahlenschutz und Sicherheit

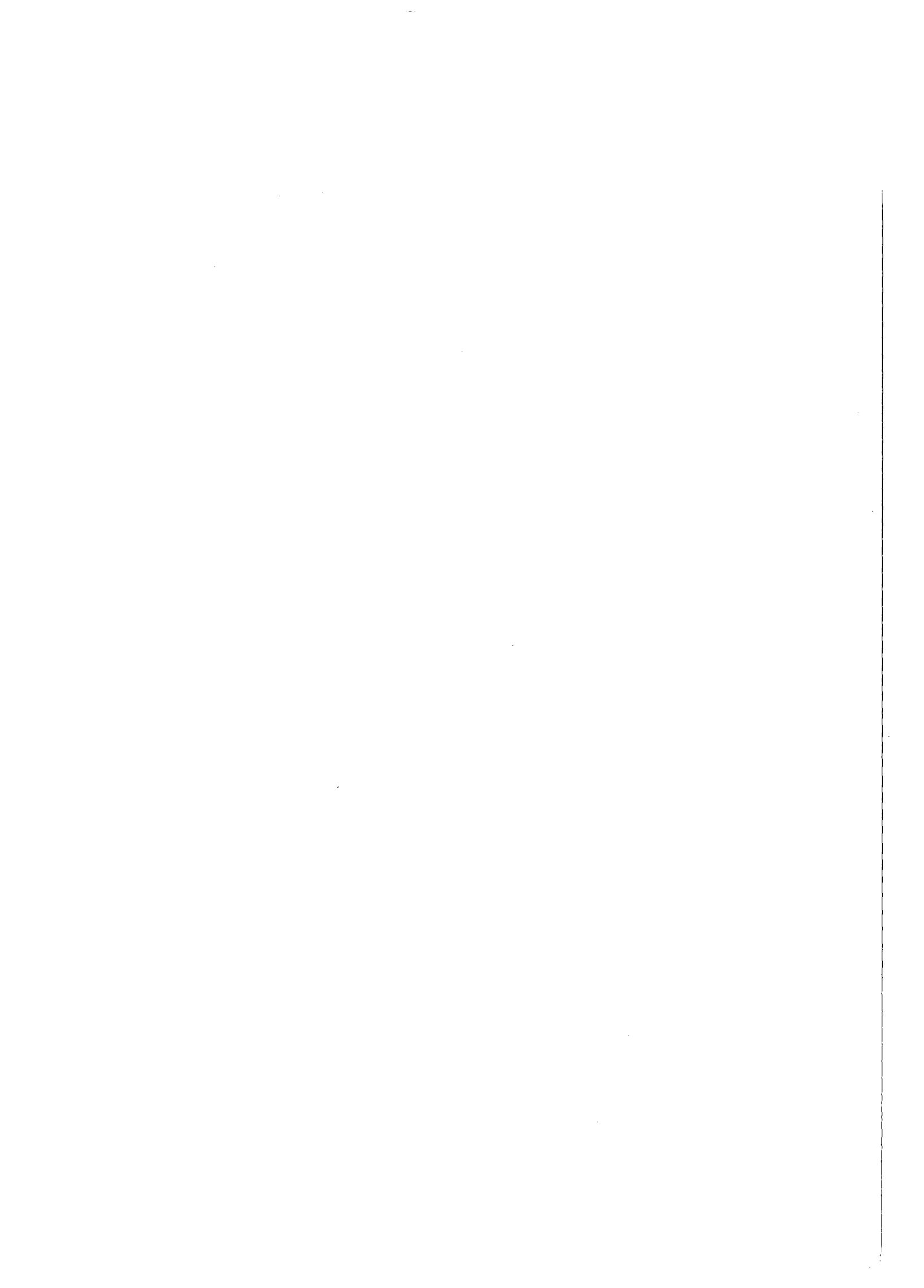
KfK 2620

Jahresbericht 1977
der Abteilung Strahlenschutz und Sicherheit

Redaktion: H. Kiefer, W. Koelzer

An der Erarbeitung dieses Berichts waren
alle Mitarbeiter der Abteilung beteiligt

Kernforschungszentrum Karlsruhe GmbH, Karlsruhe



Zusammenfassung

Der Sicherheitsbeauftragte der Kernforschungszentrum Karlsruhe GmbH 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 des Kernforschungszentrums Karlsruhe und die Umgebungsüberwachung für das gesamte Kernforschungszentrum als auch eigene Forschungs- und Entwicklungsarbeiten, die überwiegend im Rahmen der Arbeitsschwerpunkte Nukleare Sicherheit und Kernmaterialüberwachung durchgeführt werden. Schwerpunkte der F+E-Arbeiten waren: Untersuchung der Ausbreitung nuklearer Schadstoffe im Nah- und Fernbereich, Untersuchung der radiologischen Folgen von Unfällen an Reaktoren unter probabilistischen Gesichtspunkten, Implementierung von Kernbrennstoff-Überwachungssystemen, Verbesserung in der Strahlenschutzmeßtechnik.

Der vorliegende Bericht informiert über die einzelnen Aufgabengebiete, gibt die Ergebnisse der Routinemessungen im Jahre 1977 wieder und berichtet über neue Untersuchungsergebnisse und Entwicklungen der verschiedenen Arbeitsgruppen der Abteilung.

Radiation Protection and Safety Department - Annual Report 1977

Summary

The Safety Officer of Kernforschungszentrum Karlsruhe GmbH (KfK) 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 Kernforschungszentrum Karlsruhe and environmental monitoring for the whole Nuclear Research Center as well as own research and development work, mainly performed under the Nuclear Safety Project and the Nuclear Safeguards Project. The centers of interest of r & d activities were: investigation of the atmospheric diffusion in the micro- and meso-scale, study of the radiological consequences of accidents in reactors under probabilistic aspects, implementation of nuclear fuel safeguarding systems, improvements in radiation protection measurement technology.

This report gives details of the different duties, indicates the results of 1977 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 1977

Résumé

Le chargé de sécurité de la Kernforschungszentrum Karlsruhe GmbH (KfK) est responsable de la garantie de la radioprotection et de la sûreté technologique dans les domaines conventionnel et nucléaire au sein de la société. En s'acquittant de ces tâches il se sert de la collaboration du Service de radioprotection et de la sécurité. Les activités incluent l'accomplissement périodique pour les instituts et services de tâches relatives à la radioprotection et à la sécurité du Kernforschungszentrum Karlsruhe et de la surveillance de l'environnement pour l'ensemble du Centre d'études nucléaires de Karlsruhe ainsi que les travaux propres de recherche et de développement réalisés notamment dans le cadre des tâches définies par les Projets de sûreté nucléaire et de contrôle de la matière nucléaire. Les efforts principaux des activités de r & d ont porté sur: l'étude de la diffusion des contaminants nucléaires dans les environs tout près et éloignés, étude des conséquences radiologiques d'accidents survenant dans les réacteurs sous des aspects probabilistiques, réalisation de systèmes de contrôle du combustible nucléaire, amélioration de la technologie de mesure des rayonnements.

Ce rapport fournit des informations sur les différentes tâches tout en resumant les résultats des mesures de routine effectuées en 1977 et rapportant les nouveaux résultats d'études et des mises au point accomplies par les groupes du Service.

<u>Inhaltsverzeichnis</u>	Seite
1. Aufgabengebiete und Organisation der Abteilung Strahlenschutz und Sicherheit	1
2. Sicherheitsüberwachung	4
2.1 Sicherheitsingenieur - Strahlenschutz	4
2.1.1 Strahlenschutzsicherheit	4
2.1.2 Einführung der neuen Strahlenschutzverordnung (StrlSchV)	5
2.1.3 Unterstützung der Strahlenschutzbeauftragten	5
2.1.4 Beratung	6
2.1.5 Zwischenfallerfassung	6
2.1.6 Personendosiskartei	7
2.2 Sicherheitsingenieur - konventionelle Bereiche	9
2.2.1 Betriebsüberwachung	9
2.2.2 Arbeitsschutzausschuß	9
2.2.3 Sicherheitsinformationen und Sicherheitsbelehrungen	9
2.2.4 Durchführung von Fortbildungsmaßnahmen	10
2.2.5 Bestellungen von Verantwortlichen für den Arbeitsschutz	10
2.2.6 Unfallgeschehen im Jahre 1977	10
2.2.7 Schallpegelmessungen	12
2.2.8 Ausbildung von Kranführern und Flurförderfahrzeugen	12
2.2.9 Abnahme von Baustelleneinrichtungen	12
2.3 Sicherheitsbeirat	13
2.4 Meldestelle für Kernbrennstoffe	14
2.5 Einsatzplanung und Organisation	20
2.5.1 Kommunikationsmittel im Sicherheitsdienst der GfK	20
2.5.2 Sicherheitstechnische Unterlagen	20
2.5.3 Allgemeine Sicherheitsregelungen	20
2.5.4 Störfallanalyse	20
2.5.5 Routinemäßige Arbeitsplatzüberwachung	20
2.6 Datenverarbeitung	21
2.6.1 Datenschutzgesetz	21
3. Strahlenschutzüberwachung	22
3.1 Arbeitsplatzüberwachung	22
3.2 Dichtigkeitsprüfungen	31
3.3 Überwachung der Ableitungen	32
3.3.1 Abluft	32
3.3.1.1 Ableitungsmessungen	32
3.3.1.2 Radioaktivität auf den Dächern der Anlagen des Kernforschungszentrums	39
3.3.2 Abwasserüberwachung	41
3.4 Umgebungsüberwachung	47
3.5 Personenüberwachung	59
3.5.1 Externe Dosis	59
3.5.2 Inkorporationsmessungen	61

	Seite
4. Dosimetrie und Spektroskopie	63
4.1 Photonendosimetrie	63
4.1.1 Einfluß der Temperatur auf das Fadingverhalten von TL-Materialien	63
4.1.2 Einfluß der Luftfeuchtigkeit auf das Fadingverhalten von TL-Materialien	65
4.1.3 Reduzierung des Fadings von Thermolumineszenzdosimetern	66
4.1.4 Beta-Dosimeter-Vergleichsmessung	69
4.1.5 Beta-Dosisanteil der natürlichen Strahlung im Freien	70
4.1.6 Stabilisierung der Aufheizgeschwindigkeit im TLD-Auswertegerät Toledo	71
4.1.7 Verhalten von Thermolumineszenzdosimetern im Hochdosisbereich	72
4.1.8 Automatische Tiefendosisauswertung von Glasdosimetern	76
4.1.9 Weiterentwicklung des automatischen Glasdosimeterauswertegerätes	78
4.1.10 Amtliche Eichabfertigungsstelle für Strahlenschutzdosimeter	79
4.2 Neutronendosimetrie	80
4.2.1 Strahlenschäden in TLD 600 nach Neutronenbestrahlung	80
4.2.2 Elektrochemische Ätzung neutroneninduzierter Kernspuren in Plastikfolien bei 50 Hz	82
4.2.3 Entwicklung eines Albedo-Neutronen-Dosisleistungsmeßgerätes	85
4.2.4 Anwendung des Albedoneutronendosimeters	86
4.3 Spektroskopie	87
4.3.1 Aufbau und Kalibrierung eines Uran-Phoswichdetektors	87
4.3.2 Untersuchung des Nulleffektes eines Phoswichdetektors	89
4.3.3 Aktivitätsmessungen von Gesteinsproben aus Uran-Sekundär-Lagerstätten	91
4.3.4 Einsatz der Detektoren und spezielle Messungen	92
5. Strahlenschutzmeßgeräte	94
5.1 Wartung und Reparatur von Strahlenschutzmeßgeräten	94
5.2 Instabiler Nulleffekt von BF ₃ -Zählrohren	96
5.3 Sonderaufgaben	96
6. Meteorologie	97
6.1 Auswertung meteorologischer Messungen	97
6.1.2 Windrichtung und -geschwindigkeit	97
6.1.3 Niederschlag	99
6.1.4 Strahlung	100
6.1.5 Feldmessungen	101
6.1.6 Übertragbarkeit eines Bestimmungsschemas der Ausbreitungskategorie auf andere Standorte	102
6.1.7 Weitergabe meteorologischer Daten	104
6.2 Instrumentierung	104
6.3 Datenerfassung	105
7. Umweltschutz	106
7.1 Strahlenbelastung der Umgebung des Kernforschungszentrums Karlsruhe	106
7.1.1 Strahlenbelastung im Jahre 1977 aufgrund der mit der Abluft abgeleiteten Aktivität	106

	Seite	
7.1.2	Vorausgeschätzte Strahlenbelastung aufgrund des Abluftplans 1978	108
7.1.3	Radiologische Belastung der Bevölkerung in der Umgebung der Wiederaufarbeitungsanlage Karlsruhe - die Kluft zwischen konservativer und realistischer Abschätzung.	111
7.2	Ausbreitungsversuche	118
7.2.1	Durchführung	118
7.2.2	Ausbreitungsparameter des KfK	118
7.2.3	Einfluß unterschiedlicher Auswerteverfahren	119
7.2.4	Einfluß der Probenahmedauer	119
7.2.5	Zusammenfassung der Jülicher und Karlsruher Ausbreitungsparameter	120
7.2.6	Einfluß der Bodenrauigkeit	121
7.3	Tetroonflüge	122
7.3.1	Tetroonortung mit Hilfe des WF3-Radars	122
7.3.2	Tetroonortung mit Hilfe des Radars MBVR-120	123
7.4	Ausbreitung von Kühlturmschwaden	125
7.4.1	Verifizierung des Programms WALKÖRE	125
7.4.2	Jahres- und tageszeitliche Verteilung langer Kühlturmschwaden	126
7.5	Unfallfolgemodell der Deutschen Reaktor-Risikostudie	128
7.6	Dosisfaktoren	129
7.6.1	Verhältnis der Dosisfaktoren der Jodisotope	129
7.6.2	Inhalation-Dosisfaktoren	131
7.6.3	Inhalation-Dosisfaktoren für Plutonium	132
7.7	Die Tritiumkonzentration von Niederschlägen, Oberflächen- und Trinkwasser	134
7.8	Untersuchung auf radioökologische Auswirkungen der Einleitung von Abwässern aus dem Kernforschungszentrum Karlsruhe in den Altrhein	139
7.8.1	Wasserproben	139
7.8.2	Schilf	141
7.8.3	Schlamm	142
7.8.4	Seston	143
7.8.5	Algen	144
7.8.6	Fisch	144
7.8.7	Diskussion der Meßergebnisse	145
7.9	Strahlenexposition durch radioaktive Einleitungen in Oberflächengewässer bei Störfällen	145
8.	Radiochemische und radioökologische Arbeiten	149
8.1	Zusammenfassung der Arbeiten der ASS/Ch	149
8.2	Arbeiten zur Plutonium-Analytik	150
8.3	Entwicklung einer Analysenmethode zur Bestimmung von Pu, U und Th in Umgebungsproben einer Kernbrennstoffabrik	150
8.4	Plutonium in Bodenproben	152
8.5	Die Messung von $^{14}\text{CO}_2$ in der Abluft der WAK	153
8.6	Die Bilanzierung des ^{129}J in der WAK	154

	Seite
8.7 Die chemische Zusammensetzung des ^{129}J in der Abluft der WAK	155
8.8 Die ^{129}J -Konzentration in Bodenproben aus der Umgebung der WAK	156
8.9 Die ^{129}J -Konzentration in Ziegenmilch aus der Umgebung der WAK	158
8.10 Die Messung von stabilem Jod in der Umgebungsluft	159
8.11 Die Messung verschiedener Radionuklide in der Abluft der FERAB und der WAK	160
8.12 Die Verteilung von ^{90}Sr zwischen Erde und pflanzlichen Nahrungsmitteln	164
9. Spaltstoffflußkontrolle	165
9.1 Beginn der IAEA/Euratom-Kontrollen in kerntechnischen Anlagen der Bundesrepublik Deutschland	165
9.2 Zur Kernmaterialüberwachung an Siemens-Unterrichtsreaktoren (SUR)	167
9.2.1 Kurze Beschreibung des Aufbaus eines Siemens-Unterrichtsreaktors	167
9.2.2 Zugänglichkeit des Kernmaterials	167
9.2.3 Kernmaterialeinsatz	167
9.2.4 Abzweigungsstrategien	168
9.2.5 Durchführung der Kernmaterialüberwachung	169
9.3 Entwurf und Aufbau eines Kamerasystems zum Einsatz bei der Spaltstoffflußkontrolle	169
10. Bibliographie, Beratertätigkeit	177
10.1 Veröffentlichungen 1977	177
10.2 ASS-Berichte 1977, unveröffentlicht	182
10.3 Beratertätigkeit	185

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/Ü	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
CALAS	Computer Aided Laboratory Automatic System
DEKO	Dekontamination
DWD	Deutscher Wetterdienst
EKM	Einkauf und Materialwesen
EKM/HL	Einkauf und Materialwesen/Hauptlager
ELMA	Einrichtung zur Lagerung mittelaktiver Abfälle
FK	Fertigungskontrolle
FERAB	Anlage zur Einengung fester radioaktiver Abfälle
FR 2	Forschungsreaktor 2
GAA	Gewerbeaufsichtsamt
GfK	Gesellschaft für Kernforschung mbH, Karlsruhe
GRS	Gesellschaft für Reaktorsicherheit, Köln
GSF	Gesellschaft für Strahlen- und Umweltforschung, Neuherberg
GSI	Gesellschaft für Schwerionenforschung, Darmstadt
GWK	Gesellschaft zur Wiederaufarbeitung von Kernbrennstoffen mbH, Leopoldshafen
HDR	Heißdampfreaktor
HFK	Hand-Fuß-Kleider-Monitor
HTR	Hochtemperaturreaktor
IAEA	International Atomic Energy Agency
IAK	Institut für Angewandte Kernphysik
IAS	Institut für Angewandte Systemtechnik
IDT	Institut für Datenverarbeitung in der Technik

IHCh	Institut für Heiße Chemie
IKVT	Institut für Kernverfahrenstechnik
IMF	Institut für Material- und Festkörperforschung
INR	Institut für Neutronenphysik und Reaktortechnik
IRB	Institut für Reaktorbauelemente
IRCh	Institut für Radiochemie
IRE	Institut für Reaktorentwicklung
IStL	Institut für Strahlentechnologie der Lebensmittel (Bundesforschungsanstalt für Ernährung)
ITP	Institut für Technische Physik
KAH	Kraftanlagen Heidelberg
KBG	Kernkraftwerk-Betriebsgesellschaft mbH
KfK	Kernforschungszentrum Karlsruhe, GmbH
KFZK	Kernforschungszentrum Karlsruhe
KKP-I	Kernkraftwerk Philippsburg, Block I
KNK	Kompakte Natriumgekühlte Kernreaktoranlage
KTH	Kerntechnischer Hilfszug
KWO	Kernkraftwerk Obrigheim
LA	Literaturabteilung
LAF	Laboratorium für Aerosolphysik und Filtertechnik
LAW	Low Activity Waste
LfU	Landesanstalt für Umweltschutz
MAGS	Ministerium für Arbeit, Gesundheit und Sozialordnung Baden-Württemberg, Stuttgart
MBZ	Materialbilanzzone
Med	Medizinische Abteilung
LIT	Labor für Isotopentechnik
MAW	Medium Activity Waste (Mittelaktiver Abfall)
MZFR	Mehrzweckforschungsreaktor
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
RöV	Röntgenverordnung
RPL	Radiophotolumineszenz
RTL	Radiothermolumineszenz
RVO	Reichsversicherungsordnung
SKT	Schule für Kerntechnik
SNEAK	Schnelle Null-Energie Anordnung Karlsruhe
STARK	Schnell-Thermischer Argonaut-Reaktor Karlsruhe
SSB	Strahlenschutzbeauftragter

StrlSchV	Strahlenschutzverordnung
SUA	Siemens-Unterrichts-Anordnung
SUAK	Schnelle Unterkritische Anordnung Karlsruhe
SUR	Siemens-Unterrichts-Reaktor
TEKO	Technikumshalle zur Komponentenerprobung
TIK	Taschenionisationskammer
TLD	Thermolumineszenzdosimeter
Tr.	Trockensubstanz
TU	Europäisches Institut für Transurane
TÖV	Technischer Überwachungsverein
UVV	Unfallverhütungsvorschriften
VAK	Versuchsatomkraftwerk Kahl
VDE	Verband Deutscher Elektrotechniker
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 Sicherheitsbeauftragte der Kernforschungszentrum Karlsruhe GmbH (KfK) 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, um eine unabhängige Überwachung sicherzustellen. Die Aufgabenstellung umfaßt sowohl routinemäßige Strahlenschutz- und Sicherheitsaufgaben für die Institute und Abteilungen des Kernforschungszentrums Karlsruhe und die Umgebungsüberwachung für das gesamte Kernforschungszentrum als auch eigene Forschungs- und Entwicklungsarbeiten, die überwiegend im Rahmen der Arbeitsschwerpunkte Nukleare Sicherheit und Kernmaterialüberwachung durchgeführt werden. Schwerpunkte der F+E-Arbeiten: Untersuchung der Ausbreitung nuklearer Schadstoffe im Nah- und Fernbereich, Untersuchung der radiologischen Folgen von Unfällen an Reaktoren unter probabilistischen Gesichtspunkten, Implementierung von Kernbrennstoff-Überwachungssystemen, Verbesserungen in der Strahlenschutzmeßtechnik.

Am 31.12.1977 waren in der Abteilung Strahlenschutz und Sicherheit 22 Akademiker, 22 Ingenieure, 93 sonstige Mitarbeiter, 5 ausländische Gastwissenschaftler, 1 Doktorand und 17 Mitarbeiter zur Ausbildung als Strahlenschutzingenieur bzw. Strahlenschutzassistent beschäftigt.

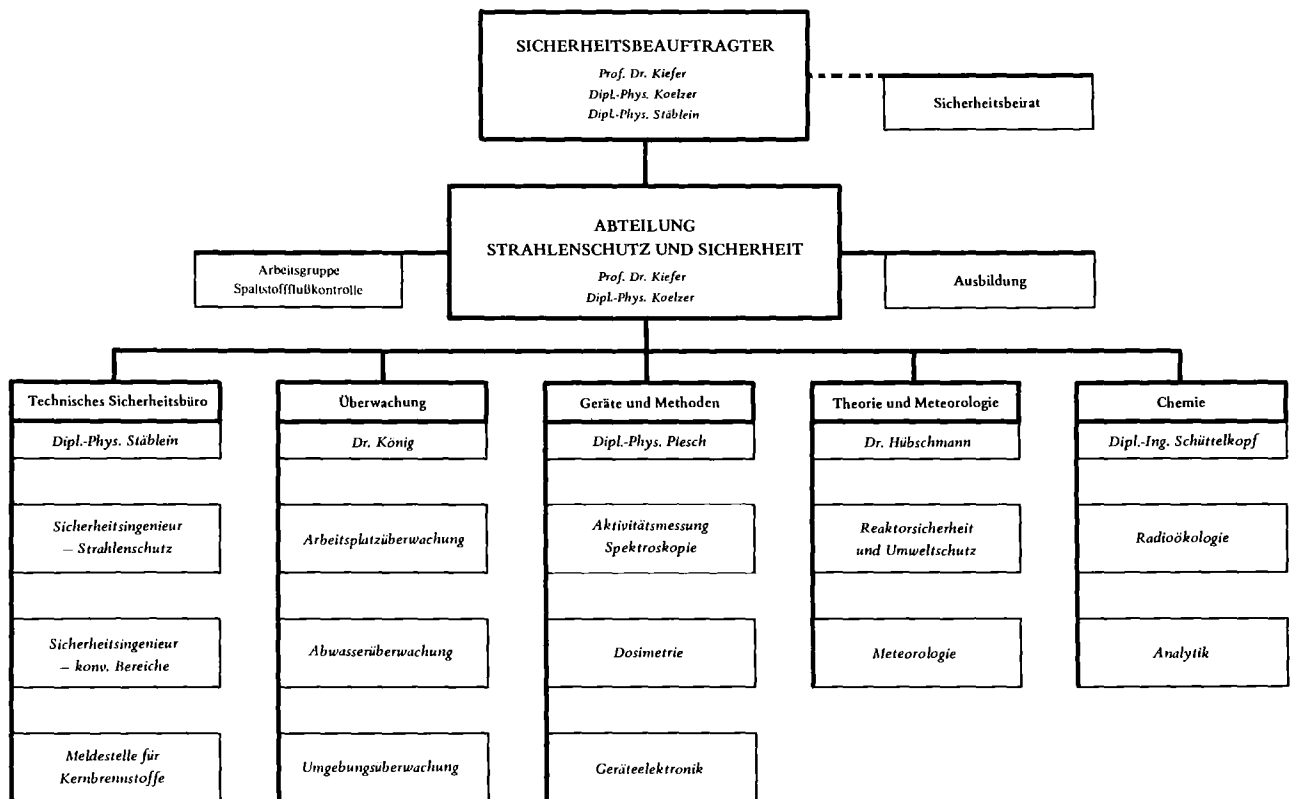


Abb. 1/1: Organisationsplan der Abteilung Strahlenschutz und Sicherheit

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, Kernbrennstoffe und sonstige radioaktive Stoffe geführt. Außerdem werden die Geschäfte des Sicherheitsbeirates und Arbeitsschutzausschusses des Kernforschungszentrums Karlsruhe wahrgenommen.

Bereich "Überwachung"

Dem Bereich "Überwachung" obliegt der Routinestrahenschutz in den kerntechnischen Anlagen, Instituten und Abteilungen der Gesellschaft 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 Bereichs "Geräte und Methoden" ist die Entwicklung, Erprobung und der Test von Strahlenschutzmeßverfahren und -geräten. Kalibrierung und Wartung aller Strahlenschutzmeßgeräte des Kernforschungszentrums Karlsruhe, Dichtigkeitsprüfungen umschlossener radioaktiver Stoffe, der Betrieb eines Hochdosisstandes und der Ganzkörperzähler zur Inkorporationskontrolle sind weitere Aufgaben. Von der Gruppe Dosimetrie werden Routine- und Unfalldosimeter zur Personen- und Ortsdosisüberwachung weiterentwickelt und alle Mitarbeiter des Kernforschungszentrums Karlsruhe 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; diese Arbeiten sind voll in die Erstellung der deutschen "Reaktor-Risiko-Studie" eingebaut. Zusammen mit dem Bereich "Chemie" werden eigene experimentelle Untersuchungen zur Ausbreitung durchgeführt. Zur Ermittlung der meteorologischen Daten und Parameter betreibt die meteorologische Gruppe dieses Bereiches einen 200 m hohen Meßmast. Die anfallenden Daten der 47 Meßgeräte werden in einem Prozeßrechner verarbeitet.

Bereich "Chemie"

Die Prüfung, Erprobung und Anwendung radiochemischer Verfahren - insbesondere der Schnellverfahren - für Strahlenschutz Zwecke und die Durchführung radiochemischer Arbeiten innerhalb der Gesamtabteilung ist eine wesentliche Aufgabe dieses Bereichs. Auf dem Gebiet der Radioökologie werden zur Zeit besonders intensiv die Arbeiten zu C-14, Jod-129 und Plutonium durchgeführt.

Arbeitsgruppe "Spaltstoffflußkontrolle"

Die Arbeitsgruppe "Spaltstoffflußkontrolle" der Abteilung Strahlenschutz und Sicherheit beschäftigt sich mit Problemen, die bei der Einführung und der Durchführung der Spaltstoffflußkontrolle durch internationale und supranationale Kontrollorganisationen (IAEO/Euratom) in kerntechnischen Anlagen entstehen. Dazu gehören so-

wohl die Unterstützung der Betreiber bei der Lösung konzeptioneller Einzelfragen und der Anpassung apparativer Hilfsmittel wie Siegel und Kameras als auch die Zusammenarbeit mit den Kontrollbehörden bei der Klärung von Fragen der praktischen Kontrolldurchführung und eine gutachterliche Tätigkeit für das auf deutscher Seite verantwortliche Bundesministerium für Forschung und Technologie.

"Ausbildung und Weiterbildung"

Die seit über 15 Jahren von der Abteilung Strahlenschutz und Sicherheit des Kernforschungszentrums Karlsruhe in Zusammenarbeit mit der Gewerbeschule Karlsruhe durchgeführte Ausbildung "Strahlenschutzassistent" wurde zum 1. Okt. 1977 in die Berufsakademie Baden-Württemberg eingegliedert. Damit sind für den Auszubildenden die Vorteile einer anerkannten Ausbildung mit staatlichem Abschluß und der Möglichkeit der Erweiterung der Ausbildung bis zum Ingenieur (Berufsakademie) der Fachrichtung Strahlenschutz verbunden.

Wesentliches Merkmal der Berufsakademie ist die Verbindung von fachwissenschaftlicher und berufspraktischer Ausbildung. In Form einer Wechselausbildung (duales Prinzip) wird an der Staatlichen Studienakademie und den Ausbildungsstätten eine wissenschaftsbezogene und zugleich praxisorientierte berufliche Bildung vermittelt. Der Auszubildende ist Studierender an der Staatlichen Studienakademie und steht zugleich während der gesamten dreijährigen Ausbildung in einem vertraglichen Ausbildungsverhältnis zu einem Betrieb (z.B. Kernforschungszentrum Karlsruhe).

Theoretische und berufspraktische Ausbildungsphasen wechseln einander ab. In jedem Halbjahr erhält der Studierende blockweise 12 Wochen theoretische Ausbildung an der Staatlichen Studienakademie und 12 Wochen praktische Ausbildung im Betrieb. Zum Studium an der Berufsakademie kann zugelassen werden, wer die allgemeine oder die fachgebundene Hochschulreife besitzt und den Abschluß des vorgeschriebenen Ausbildungsvertrages mit einer an der Berufsakademie beteiligten Ausbildungsstätte nachweist.

Der theoretische Teil der Ausbildung umfaßt die folgenden Fachgebiete: Mathematik, Physik, Atom- und Kernphysik, Strahlenschutzmeßtechnik, Chemie, Radiochemie, Strahlenbiologie, Medizin und Strahlenmedizin, Atom- und Strahlenschutzrecht.

Die praktische Ausbildung - z.Zt. in der Abteilung Strahlenschutz und Sicherheit des Kernforschungszentrums Karlsruhe und im Vincentius-Krankenhaus Karlsruhe - umfaßt:

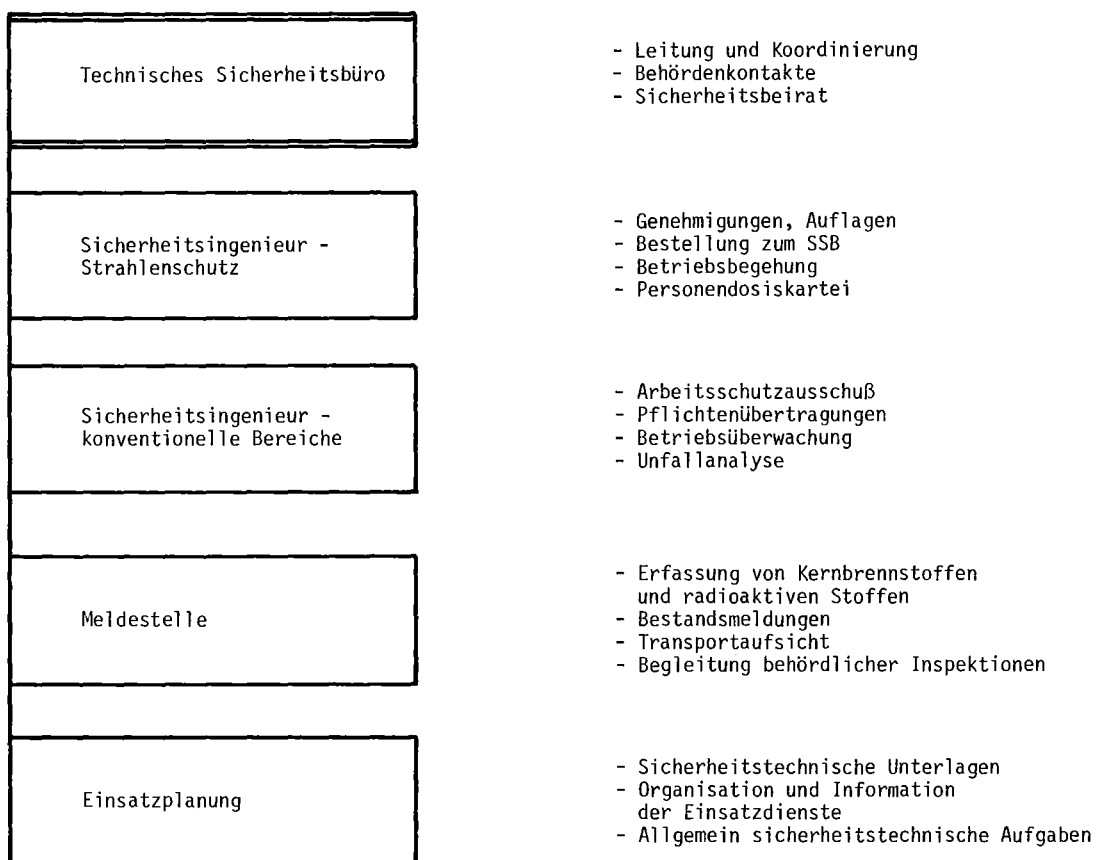
- Arbeitsplatzüberwachung in physikalischen und radiochemischen Labors, an Reaktoren, Beschleunigern und Heißen Zellen;
- Personendosimetrie, Ganzkörperzähler;
- Gamma-Spektroskopie, Meßgerätewartung und Meßgerätekalibrierung;
- Strahlenschutzverwaltung (Durchführung des Atomgesetzes und der Strahlenschutzverordnung);
- Radiochemische Analytik im Strahlenschutz, Umgebungsüberwachung;
- Umgang mit Radiopharmaka, medizinische Meßtechnik in einer nuklearmedizinischen Abteilung, Einblick in die Arbeitsweise einer Strahlenklinik und diagnostischen Röntgenabteilung.

Zur Zeit befinden sich 11 Studierende im ersten Jahr dieser Ausbildung zum Strahlenschutzassistent/Strahlenschutzingenieur.

Sehr groß war im Jahre 1977 die Zahl von ausländischen Gastwissenschaftlern, die die Möglichkeiten der Abteilung Strahlenschutz und Sicherheit für einen längeren Aufenthalt zur Weiterbildung und Spezialisierung auf den verschiedensten Gebieten des Strahlenschutzes nutzten. Die Aufenthaltszeiten unserer 12 Gäste aus 8 Ländern (Ägypten, Algerien, Brasilien, Bulgarien, Korea, Nepal, Pakistan, Polen) variierten dabei von 2 Monaten bis zu mehr als einem Jahr.

2. Sicherheitsüberwachung

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



2.1 Sicherheitsingenieur - Strahlenschutz

H. Roock

2.1.1 Strahlenschutzsicherheit

Sicherheitsüberwachung

Im Berichtsjahr wurden zur Überprüfung von Strahlenschutzmaßnahmen, einschließlich Beachtung von Belehrungsterminen und Prüfung auf Einhaltung der jeweiligen Genehmigungsaufgaben, 35 Begehungen in den Instituten und Abteilungen durchgeführt, in denen mit radioaktiven Stoffen umgegangen wird. Schwerpunkt der Routineüberprüfungen, die im Beisein eines Strahlenschutzbeauftragten und des örtlichen Strahlenschutzes erfolgen, zu denen weiterhin der Betriebsrat und die Medizinische Abteilung eingeladen werden, war die an den Arbeitsplätzen der Handschuhkästen zu erwartende Strahlenbelastung. Hier wurden als Schwachstellen nicht ausreichend

abgeschirmte Handschuhkästenböden ermittelt.

2.1.2 Einführung der neuen Strahlenschutzverordnung (StrlSchV)

Die am 1. April 1977 in Kraft getretene StrlSchV erforderte in erheblichem Umfang neue Maßnahmen, von denen die nachfolgend aufgeführten eingeleitet und zum Teil abgeschlossen werden konnten.

Um der Kennzeichnungspflicht gemäß § 35 nachzukommen, war es erforderlich, eine interne für das Kernforschungszentrum gültige Strahlenschutzkennzeichnungsregelung zu verfassen, da es außer dem Verordnungstext keine diesbezüglichen Richtlinien oder Normen gab. Die Strahlenschutzkennzeichnungsregelung umfaßt

- a) die Warnzeichen für Strahlenschutzbereiche, dies sind Schilder, die sich in Zutritts-Warnzeichen für Kontrollbereiche und Sperrbereiche und in Warnzeichen, die innerhalb von Strahlenschutzbereichen verwendet werden, gliedern,
- b) Aufkleber zur Kennzeichnung radioaktiver Gegenstände und von Behältern, die radioaktive Stoffe enthalten. In dieser Rubrik sind auch Strahlenschutzfreigabeetiketts aufgeführt.

Zur Erfassung von Kontamination der Haut und der Kleidung von Personen gemäß § 64 und § 66 der StrlSchV wurde ein Formblatt erstellt, das im Bedarfsfall ausgefüllt der betroffenen Person in Kopie mitzugeben ist, sofern eine Dekontamination oder anderweitige Behandlung in der Medizinischen Abteilung erforderlich wird.

Nach der Klärung noch offener Fragen mit der Rechtsabteilung bezüglich der Stellung des Strahlenschutzbeauftragten (SSB) - die bisherige in dem großen Organisationsbereich der GfK bewährte hierarchische Struktur konnte nicht mehr beibehalten werden - wurde nach vorheriger Abstimmung mit den einzelnen GfK-Institutionen mit der Neubestellung von ca. 160 SSB und SSB-Stellvertretern begonnen. Vorab gelangte eine Textzusammenstellung der im § 31 (2) StrlSchV aufgeführten Pflichten des SSB an die bisherigen bestellten Strahlenschutzverantwortlichen zur Verteilung.

Zur Neuordnung der Personendosimetergruppierungen wurde ein Entwurf erarbeitet, der insbesondere die neu eingeführten Kategorien A und B der beruflich strahlenexponierten Personen berücksichtigt. Das derzeit noch angewendete Dosimetergruppensystem bedingt eine strengere Überwachung auch bezüglich der ärztlichen Untersuchung.

Mit § 82 (3) wird vorgeschrieben, daß Anlagen zur Erzeugung ionisierender Strahlen, wenn sie weiterbetrieben werden sollen, innerhalb von sechs Monaten nach Inkrafttreten der StrlSchV entsprechend § 16 bzw. § 17 eines Genehmigungsantrages bzw. einer Anzeige bedürfen. Zur Erfüllung dieser Auflage wurden zunächst die Betreiber obiger Anlagen auf diese Vorschrift speziell hingewiesen und um Erstellung der erforderlichen Anmeldeunterlagen gebeten. Auch wurde ein vom BMI verfaßter Entwurf "Merkposten zur Erstellung eines Standardsicherheitsberichtes für Anlagen zur Erzeugung ionisierender Strahlen" zur Verfügung gestellt. An Hand dieser Vorarbeiten konnten termingerecht 13 Betriebsanzeigen bzw. Genehmigungsanträge gestellt werden. Weiterhin erfolgte eine Anzeige über die Wiederinbetriebnahme einer Ionenimplantationsanlage.

Auf Grund ihrer Vorsprache erhielten Fremdfirmen Auskünfte und Unterlagen sowie strahlenschutzrelevante Daten über ihr bei der GfK bereits länger tätiges Personal zur Erlangung einer Genehmigung nach § 20 a StrlSchV.

2.1.3 Unterstützung der Strahlenschutzbeauftragten

Auf Grund von 19 im Berichtsjahr gestellten Genehmigungs- bzw. Genehmigungserweiterungsanträgen für den Umgang mit Kernbrennstoffen oder sonstigen radioaktiven Stoffen wurden 8 Umgangsgenehmigungen erteilt. Für die Ausbildung eines Physiklaboranten unter 18 Jahren im Kontrollbereich wurde ein Antrag gem. § 56 (2) StrlSchV gestellt.

Der in 164 Exemplaren an alle Strahlenschutzverantwortung tragenden Personen ausgegebene Strahlenschutzordner wurde laufend ergänzt u.a. durch

- die neue Strahlenschutzverordnung (StrlSchV)
- die Berichtigungen zur StrlSchV

- den Abluftplan 1977 und die Grundsätze für die Ableitung radioaktiver Stoffe in die Luft
- das Merkblatt über Erste Hilfe bei erhöhter Einwirkung ionisierender Strahlen
- eine Regelung über die Inanspruchnahme der Abteilung Dekontaminationsbetriebe
- eine Strahlenschutzkennzeichnungsregelung
- eine Zusammenstellung der Pflichten des Strahlenschutzbeauftragten
- ein neues Normblattverzeichnis Kerntechnik
- die Festlegung der Strahlenschutzmaßnahmen nach § 20 a StrlSchV
- das Meldeformular zur Erfassung von Personenkontaminationen gem. § 64 und § 66 der StrlSchV.

2.1.4 Beratung

Zu den zugewiesenen Aufgaben gehörte die Beratung bei der Erfüllung von Behördenauflagen, bei der Einrichtung und Abgrenzung von Kontrollbereichen insbesondere auch bei Neuvorhaben, sowie bei allgemeinen Strahlenschutzfragen und die Teilnahme an Aufsichtsbesuchen der Überwachungsbehörden, weiterhin die Teilnahme an den Sitzungen des Arbeitsschutzausschusses und des Sicherheitsausschusses der Abteilung Dekontaminationsbetriebe.

2.1.5 Zwischenfallerfassung

Die im Laufe des Jahres 1977 aufgetretenen 45 Zwischenfälle - deren unterste Erfassungsgrenze Personenkontaminationen sind, bei denen die Dekontamination in der Medizinischen Abteilung erfolgte (z.B. auch geringfügige Kopfkontaminationen wegen Inkorporationsverdachtes) - wurden unter den gleichen Voraussetzungen wie in den vergangenen Jahren erfaßt und deren Ursachen ermittelt.

Zwischenfallursache	
Technische Mängel	16 %
Organisatorische Mängel	9 %
Verhaltensmängel	73 %
Unbekannt	2 %
Betroffenes Objekt	
Personen	71 %
Gegenstände	25 %
Luft	4 %
Bei Personen überwiegend betroffen	
Kopf	40 %
Hände	26 %
Ganzkörper	34 %

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

2.1.6 Personendosiskartei

Routineaufgaben:

Die Aufgaben der Personendosiskartei, in der derzeit 3 Mitarbeiterinnen und im monatlichen Wechsel ein Strahlenschutzassistent oder -Assistentin in Ausbildung beschäftigt werden, haben sich in den letzten vier Jahren auch unter Berücksichtigung der neuen Strahlenschutzverordnung zunächst nicht wesentlich verändert, so daß die im Jahresbericht 1973 (KFK-Bericht 1973) gemachten Angaben über den Arbeitsbereich und den Umfang weiterhin zutreffen.

Personendosimetrie:

Im Berichtsjahr wurden 4566 Personen (Stand: Dezember 1977) einschließlich der Fremdfirmenangehörigen erfaßt und überwacht. Die Überwachungsart und die prozentuale Einteilung in die jeweilige Dosimetergruppe sowie die Veränderungen in den Jahren 1972 bis 1977 sind aus nachstehenden Tabellen 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/Ü)	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
1976	22,5	8,1	9,6	11,7	28,1
1977	24,5	8,1	10,4	13,2	43,8

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
1977					
I.Quartal	89,9	9,9	0,2	-	-
II.Quartal	91,3	8,7	-	-	-
III.Quartal	92,4	7,6	-	-	-
IV.Quartal	92,0	8,0	-	-	-

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
1977						
Januar	94,3	5,6	0,1	-	-	-
Februar	94,1	5,7	0,2	-	-	-
März	90,6	8,9	0,5	-	-	-
April	94,2	5,1	0,7	-	-	-
Mai	92,6	7,3	0,1	-	-	-
Juni	92,6	7,3	0,1	-	-	-
Juli	95,3	4,4	0,3	-	-	-
August	92,1	7,7	0,2	-	-	-
September	94,0	5,8	0,1	0,1	-	-
Oktober	93,9	5,8	0,2	0,1	-	-
November	94,1	5,7	0,1	0,1	-	-
Dezember	96,9	3,0	0,1	-	-	-

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

2.2 Sicherheitsingenieur - konventionelle Bereiche

E. Windbühl.

2.2.1 Betriebsüberwachung

Im Berichtszeitraum wurden im Rahmen der allgemeinen Überwachung 89 protokollierte Begehungen in den Instituten und Abteilungen durchgeführt. Hierbei wurden 314 Empfehlungen und Hinweise zur Verbesserung der Arbeitssicherheit gegeben.

Vertreter des Betriebsrates haben an 25 Begehungen teilgenommen.

2.2.2 Arbeitsschutzausschuß

Der Arbeitsschutzausschuß wurde im Jahre 1977 am 6. Mai und am 20. Dezember zu ordentlichen Sitzungen einberufen.

Tagesordnungspunkte waren:

Auswirkungen der neuen Strahlenschutzverordnung
Neubauplanungen
Verbesserungsmaßnahmen an baulichen Objekten
Vorverlegung der Arbeitszeit in den Sommermonaten
Innerbetrieblicher Verkehr
Prüfung von Hebezeugen
Probleme bei der Durchführung von DEKO-Arbeiten
Persönliche Schutzausrüstungen
Zwischenfalluntersuchungen

2.2.3 Sicherheitsinformationen und Sicherheitsbelehrungen

Der Information wurde auch im Berichtszeitraum wieder besondere Bedeutung beigemessen. Den Instituten und Abteilungen, den Sicherheitsbeauftragten/RVO und dem Betriebsrat wurden die einschlägigen neu erschienenen Arbeitsschutzvorschriften, berufsgenossenschaftlichen Regeln und Merkblätter zugeleitet.

Diesen Bereichen stehen jeweils folgende Sammlungen mit Arbeitsschutzvorschriften zur Verfügung:

- 4 Ordner mit einer Auswahl von Unfallverhütungsvorschriften
- 1 Ordner mit Informationen und Merkblättern für die konventionelle Sicherheit
- 2 Ordner mit Merkblättern für gefährliche Arbeitsstoffe.

Zu allgemeinen Fragen der Arbeitssicherheit wurden regelmäßig in den KFK-Hausmitteilungen Hinweise zu Arbeitsschutzfragen für alle Mitarbeiter gegeben.

Neu eingestellte Mitarbeiter wurden im Rahmen einer allgemeinen Information auch über die vorhandene Sicherheitsorganisation unterrichtet. Auf Anforderung wurden außerdem in zahlreichen Instituten und Abteilungen Sicherheitsbelehrungen durchgeführt und die Mitarbeiter über die vorhandenen Notfallschutzregeln und Notfalleinrichtungen eingehend informiert. Darüberhinaus erfolgte mit Hilfe von Arbeitssicherheitsfilmen und Tonbildschauen eine Vertiefung von Kenntnissen über sichere Arbeitsweisen.

In einer Sonderveranstaltung für die nach § 719 der Reichsversicherungsordnung bestellten Sicherheitsbeauftragten wurden folgende Themen behandelt:

- die gesetzliche Unfallversicherung
- Aufgaben und Stellung der Sicherheitsbeauftragten
- Neue Unfallverhütungsvorschrift "Allgemeine Vorschriften"

Die Referenten für diese Veranstaltungen wurden vom zuständigen Unfallversicherungsträger, dem Badischen Gemeindeunfallversicherungsverband, gestellt.

2.2.4 Durchführung von Fortbildungsmaßnahmen

Technisch-physikalische Experimente werden im allgemeinen unter Zuhilfenahme des elektrischen Stromes durchgeführt. Vielfach werden hierbei Mitarbeiter für den Aufbau und die Durchführung eingesetzt, die der Ausbildung nach Techniker, Maschinenbauer, Laboranten o.ä. sind, aber selten Elektriker und damit Fachleute im Sinne der VDE-Vorschriften.

Unsachgemäßes Verhalten kann sehr leicht in solchen Anlagen zu Zwischenfällen führen, die Personen- und Sachschäden zur Folge haben. Um Vorkommnisse möglichst zu vermeiden, werden alle in solchen Bereichen beschäftigten Mitarbeiter ohne Fachkenntnisse zu "Unterwiesenen Personen" im Sinne der VDE-Vorschriften ausgebildet. Diese Ausbildung wird im Rahmen der innerbetrieblichen Fortbildung durchgeführt und beinhaltet die Teilnahme an einem Kurs "Elektrotechnische Grundlagen" mit 25 Doppelstunden und eine Unterrichtung über mögliche Gefahren und notwendige Schutzmaßnahmen.

2.2.5 Bestellungen von Verantwortlichen für den Arbeitsschutz

Im Jahre 1977 wurden auf Grund des § 9 Abs. 2 Nr. 2 des Gesetzes über Ordnungswidrigkeiten und § 708 Abs. 1 der Reichsversicherungsordnung 72 Pflichtenübertragungen bzw. Änderungen der Pflichtenübertragung durchgeführt.

Außerdem wurden 10 Sicherheitsbeauftragte nach § 719 der Reichsversicherungsordnung bestellt.

2.2.6 Unfallgeschehen im Jahre 1977

Im Jahre 1977 wurden an den zuständigen Unfallversicherungsträger - dem Badischen Gemeindeunfallversicherungsverband - 186 Unfälle gemeldet. In diesen Unfallzahlen sind auch die nichtmeldepflichtigen Unfälle, d.h. ohne Ausfallzeiten oder mit Ausfallzeiten unter 3 Tagen enthalten.

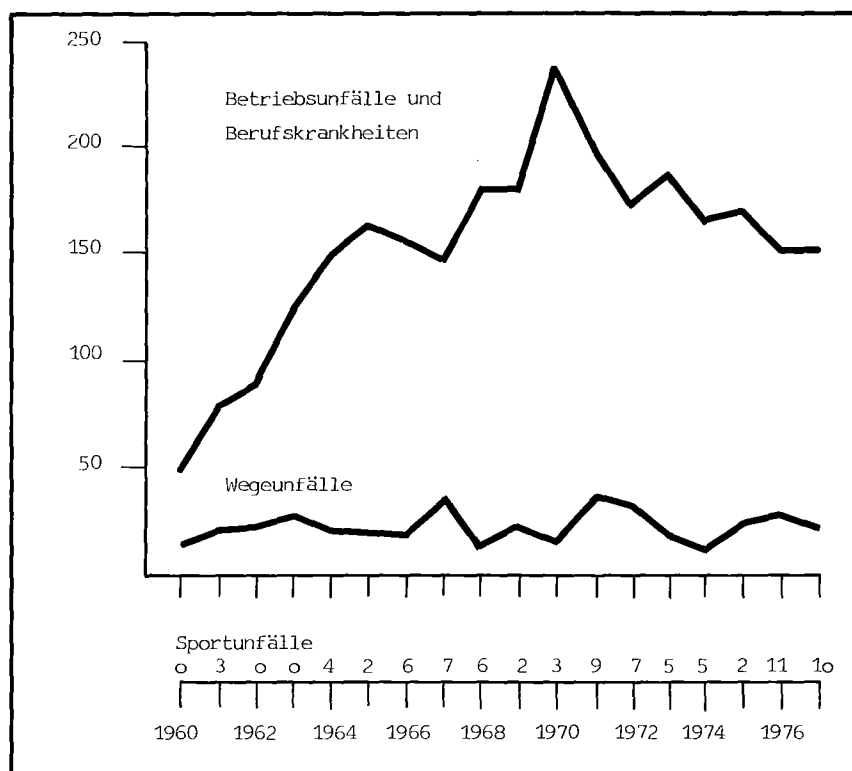


Abb. 2/1 : Meldepflichtige und nichtmeldepflichtige Arbeitsunfälle in den Jahren 1960 - 1977

Unfallarten \ Jahr	1973	1974	1975	1976	1977
Betriebsunfälle	188	167	173	194	151
Wegeunfälle	20	14	23	27	21
Sportunfälle	5	5	2	11	10
Berufskrankheiten	3	1	-	2	4
insgesamt	216	187	198	194	186

Tab. 2/6 : Statistik der Unfallarten

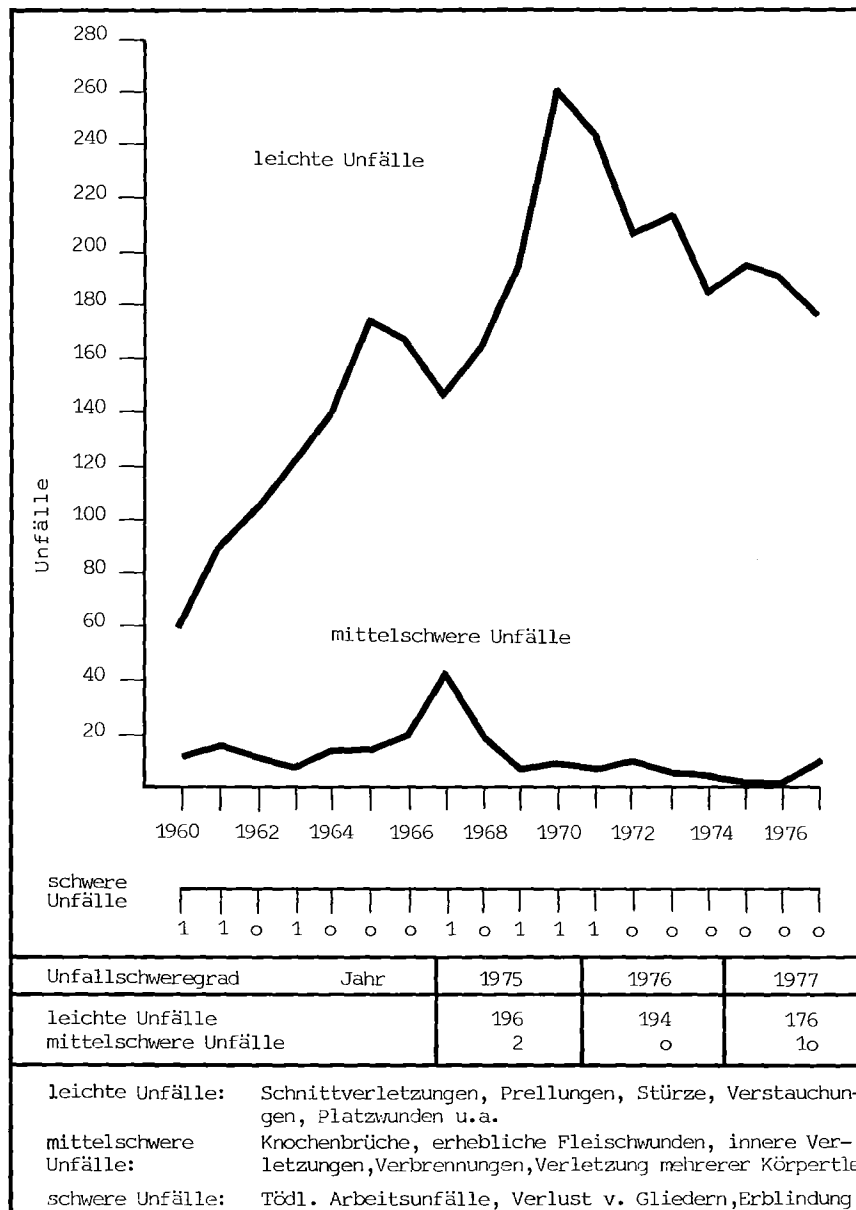


Abb. 2/2 : Unfallschweregrad ohne Berücksichtigung der Ausfallzeiten 1960 - 1977

2.2.7 Schallpegelmessungen

E. Banschbach

Die notwendig gewordenen Anzeigen über eine Berufskrankheit für Lärmschwerhörigkeit in mehreren Fällen machte es notwendig, die Überwachung der Arbeitsplätze hinsichtlich der Lärmeinwirkung weiter auszubauen. Im Jahre 1977 wurden 58 Arbeitsplätze überprüft, die zum Teil zu Änderungen und Verbesserungsvorschlägen führten.

Inst./Abt.	Gebäude, Räume	Ergebnisse in dB(A)	Bemerkungen
Repro	Gebäude 142, Druckerei	80 - 84	Vorsorgeuntersuchung
IAK	Gebäude 351, Zyklotron Schaltwarte, Rechnerraum	58 - 61,5	keine Empfehlung
ITP	Gebäude 401, großes Heliumlabor	65 - 84	z.T. Gehörschutz tragen
LAF	Gebäude 404, Technikumshalle, Anbau Naßwäsche	87 - 97	Verbesserungsvorschlag u. Gehörschutz tragen
LAF	Gebäude 415, Raum 105	60 - 65	Verbesserungsvorschlag
INR	Gebäude 422, Schlosserei	76 - 123,5	Verbesserungsvorschlag und Gehörschutz tragen
IRE	Gebäude 522, Technikumshalle	71 - 112	Verbesserungsvorschlag und Gehörschutz
IRCH	Gebäude 562, Raum 28	79,5 73,5	ohne Schalldämpfung mit Schalldämpfung
RBT	Gebäude 607, Edelstahlreinigung	67 - 85	Verbesserungsvorschlag
IMF	Gebäude 681, Büroraum 107	32	
GWK	Bürogebäude	67 - 72	keine Empfehlung
IRB	Gebäude 272	75 - 82	Nachmessung
AVW	Gebäude 544, Werkstatt	90 - 121	Verbesserungsvorschlag und Gehörschutz tragen
IAK	Gebäude 424, Laborraum	68 - 72	keine Empfehlung
ITP	Gebäude 406, Maschinenhalle	87,5 - 97	Gehörschutz tragen

Tab. 2/7 : Schallpegelmessungen

2.2.8 Ausbildung von Kranführern und Flurförderzeugfahrern

Im Berichtsjahr 1977 wurden im Rahmen der betrieblichen Ausbildung und Belehrung für Kranführer, Anschläger und Flurförderzeugfahrer für Elektrokarren und Gabelstapler 46 Kranfahrer und 16 Flurförderzeugfahrer ausgebildet und einer praktischen und theoretischen Prüfung unterzogen.

2.2.9 Abnahme von Baustelleneinrichtungen

Entsprechend der sicherheitstechnischen Auflagen für Fremdfirmen auf dem Gelände des KfK wurden 59 Baustelleneinrichtungen überprüft und abgenommen.

Dabei waren:

- 12 ohne Mängel
- 30 Handfeuerlöcher fehlten bzw. die Prüffrist war abgelaufen
- 5 elektr. Einrichtungsmängel
- 7 Heizgeräte nicht zulässig
- 6 sonstige Mängel

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 1977 wie folgt zusammen:

Datum	Gremium	Thema
19. 1.	SNEAK	Aufgaben und Aufbau der Anordnungen SNEAK-11
15. 9.	FR 2	Betriebsbericht FR 2 für 1976/77 Projekt 1o2
6. 10.	IHCH	Milli-Pulskolonentest-Stand (MILTESSA) Erprobung der Versuchsanlage 2 B-EMMA
7. 10.	WAK	Erweiterungsplanung des Werksgeländes WAK Kühlwasserversorgung WAK, LAVA und Elektrozentrale
25. 10.	RBT/HZ	Freigabe eines Vorgangs mit mehr als 230 g Spaltstoff (Beschlußfassung durch schriftliche Umfrage)
21. 12.	BüF	Abluftplan 1978 für das KFZK

Tab. 2/8 : Sicherheitsbeirat - Sitzungen

Nach der seit 1970 bestehenden neuen Satzung für den Sicherheitsbeirat fanden insgesamt 84 Sitzungen mit unterschiedlichen Gremien statt.

Gremium	1970	1971	1972	1973	1974	1975	1976	1977	Summe
ADB				3	5	4	4		16
ALKEM		3							3
BüF	2	1			1	2	1	1	8
IKVT							1		1
IHCH	1		1		1	1	1	1	6
IRCH							1		1
IMF		1							1
KNK		1							1
MZFR	1	1							2
RBT/FR 2	2			1			1	1	5
RBT/HZ	1		1		2		2	1	7
SNEAK	2	2	1	1	1	1		1	9
STARK	1	1							2
TEKO						1			1
WAK	2	5	6	3	2	2		1	21
Summe	12	15	9	8	12	11	11	6	84

Tab. 2/9 : Sicherheitsbeiratssitzungen

2.4 Meldestelle für Kernbrennstoffe

W. Stock

Die Meldestelle führt administrative Maßnahmen betreffend die Erfassung, Überwachung und Meldung der Kernbrennstoffe, sonstiger radioaktiver Stoffe und Schwerwasser - zentral für alle Anlagen der GfK - durch.

Grundlage dieser Tätigkeit sind Gesetze, Verordnungen und Anordnungen deutscher sowie internationaler Behörden.

- Artikel 79, 81 und 82 des Vertrages zur Gründung der Europäischen Gemeinschaft
- Artikel 71 a und 48 des Vertrages über die Nichtverbreitung von Kernwaffen
- Verordnung Nr. 7 und 8 der EURATOM-Kommission, 1977 für die GfK teilweise noch gültig
- Verordnung (EURATOM) Nr. 3227/76 1977 für die GfK teilweise in Kraft
- Strahlenschutzverordnung in der Neufassung vom 13. 10. 76, ab 1. 4. 77 in Kraft
- sowie die Umgangs-, Betriebs- und Beförderungsgenehmigungen.

In Übereinstimmung mit den genannten Vorschriften wurden

- Ausgangsmaterial und besonderes spaltbares Material nach Art, Form, Zusammensetzung und Menge
- sonstige radioaktive Stoffe nach offenen, umschlossenen und erzeugten Stoffen
- Schwerwasser nach Beständen, Veränderungen und Verlusten

buchmäßig erfaßt.

1977 besaßen in der GfK:

24 Anlagen Kernmaterial

31 Anlagen sonstiges radioaktives Material

5 Anlagen Schwerwasser

Die zentrale Erfassung erforderte die Prüfung und Buchung von einer Vielzahl von Kernbrennstoffbewegungen (s. Tab. 2/10).

	Meldungen (der Anlagen an ASS/TSB)	Lieferscheine (GfK-intern und extern)
Kernmaterial	600	820
radioaktive Stoffe	400	950
Schwerwasser	<u>20</u>	<u>15</u>
Gesamt	1 020	1 785

Tab. 2/10 : Kernbrennstoffbewegungen

Aus den Unterlagen der Buchführung wurden Meldungen/Berichte erstellt an:

- a) EURATOM-Kommission, Luxemburg
- b) Bundesministerium für Forschung und Technologie, Bonn
- c) Bundesamt für Gewerbliche Wirtschaft, Eschborn
- d) Ministerium für Arbeit, Gesundheit und Sozialordnung Baden-Württemberg, Stuttgart
- e) Gewerbeaufsichtsamt, Karlsruhe
- f) Landesanstalt für Umweltschutz, Karlsruhe

Die genannten Behörden erhielten 1977 insgesamt 1 667 Meldungen/Berichte.

		EURATOM	BMFT	BAW	MAGS	GAA	LFU	Gesamt
Monats- berichte	Kernbrennstoffe	489	-	489	489	12	-	1 479
	sonstige radioaktive Stoffe	-	-	-	-	24	-	24
Quartals- berichte	Schwerwasser (D ₂ O)	16	-	-	-	-	-	16
	Kernbrennstoffe kanadischen Ursprungs	-	4	-	-	-	-	4
Halbjahres- berichte	Erzeugung radioaktiver Stoffe	-	-	-	2	2	-	4
	umschlossene radioaktive Stoffe	-	-	-	-	-	64	64
	radioaktiver Abfall	-	-	-	2	2	-	4
Jahres- berichte	Bestand radioaktive Stoffe	-	-	-	32	32	-	64
	Bestand radioaktiver Abfall	-	-	-	1	1	-	2
Sofort- berichte	Kernbrennstoffe	6	-	-	-	-	-	6
Gesamt		511	4	489	526	73	64	1 667

Tab. 2/11 : Erstellte Meldungen und Berichte an Behörden

Die neue Verordnung Nr. 3227/76, die seit dem 19. Oktober 1976 in Kraft ist, löst die bisherigen Verordnungen Nr. 7 und 8 der Euratom-Kommission ab. Sie bringt umfangreiche Änderungen im Meldewesen, die schrittweise realisiert werden müssen:

1. Anpassung des derzeitigen Euratom-Systems an das System der jetzt zuständigen IAEA
2. Erfassung der Anlagen nach den erweiterten technischen Merkmalen (Abgabe der "Design Information" durch den Betreiber)
3. Festlegung von anlagenspezifischen Merkmalen durch die Kontrollbehörde (Besondere Kontrollbestimmungen)
4. Beteiligung von IAEA-Inspektoren an den Kernbrennstoffinspektionen
5. Umstellung der Meldeform im Hinblick auf Computerbearbeitung.

Derzeitiger Stand:

Zu 1.

Auf Einladung der Euratom-Kommission Luxemburg hat die Meldestelle an einer Informationstagung vom 14. 2. bis 17. 2. 1977 teilgenommen.

Die GfK-internen Institutsverantwortlichen wurden über die bevorstehenden Änderungen unterrichtet, ein Exemplar der neuen Verordnung zur Verfügung gestellt.

Zu 2. und 3.

Die grundlegenden technischen Merkmale für die einzelnen Anlagen wurden im Mai an Euratom gegeben und an IAEA weitergeleitet. Nach Vorstellungen von Euratom kommen danach folgende Materialbilanzzonen in Frage:

- 3 für Reaktoren
- 2 für kritische (und Nullenergie-) Anlagen
- 1 Isotopentrennanlage
- 6 Anlagen, die mehr als ein eff.kg Kernmaterial verwenden
- 1 Sonstige Anlagen

Nach Festlegung der Materialbilanzzonen werden entsprechend dem Artikel 7 der neuen Verordnung die besonderen Kontrollbestimmungen geregelt. Sie betreffen unter anderem:

- Festlegung der strategischen Punkte (Schlüsselmeßpunkte),
- Festlegung der Meldungen für die jeweilige MBZ,
- Häufigkeit der Aufnahme des realen Bestandes.

Wenn zu diesen Regelungen zwischen den jeweiligen Betreibern und der Euratom-Kommission Einigung erzielt ist, und die IAEA die Zustimmung erteilt, kann endgültig nach der neuen Verordnung verfahren werden.

Zu 4.

Inspektion des Kernmaterials durch Behörden:

1977 hat die Internationale Atomenergie Organisation (IAEO) erstmalig mit der Euratom-Kommission Luxemburg Inspektionen in der GfK durchgeführt.

Von insgesamt 5 Euratom-Inspektionen hat die IAEO an 2 Inspektionen teilgenommen.

Die IAEO-Inspektionen wurden gemäß Artikel 71 a des Verifikationsabkommens zwischen EURATOM und IAEO durchgeführt, um die Angaben nachzuprüfen, die in dem erstellten Anfangsbericht (Euratom an IAEO) gemeldet wurden. Das heißt: Die IAEO hat in der Meldestelle von ASS/TSB die monatlichen Bilanzen der GfK an Euratom mit den Meldungen Euratom an IAEO auf Übereinstimmung kontrolliert.

Die Euratom-Inspektionen wurden wie bisher auf Grund der Bestimmungen der Artikel 81 und 82 des Vertrages zur Gründung der Europäischen Atomgemeinschaft durchgeführt (siehe Tabelle 2/12).

Anlage	EUR.Anl.Nr.	Zeitraum	Behörde
RBT/SNEAK RBT/FR 2	036.10.440 036.10.082	21. bis 25. 2.1977	EURATOM
RBT/HZ IRCH	036.01.729 036.01.716	14. bis 16. 3.1977	EURATOM
MZFR RBT/FR 2 RBT/SNEAK SUR 100 SUA	036.30.474 036.10.082 036.10.440 036.20.545 036.20.550	19. bis 23. 9.1977	IAEO und EURATOM
INR IMF/III RBT/HZ IRCH KNK II	036.20.078 036.01.243 036.01.729 036.01.716 036.30.497	10. bis 14.10.1977	IAEO und EURATOM
RBT/SNEAK	036.10.440	14. bis 18.11.1977	EURATOM

Tab. 2/12 : Kernbrennstoffinspektionen

Die IAEA hat bei den Inspektionen die "Design Information" folgender Anlagen geprüft und verifiziert: MZFR, KNK II, RBT/FR 2, RBT/SNEAK, SUR 100 und SUA. Die restlichen Anlagen des KfK sollen zu einem späteren Zeitpunkt erfolgen.

Der Zeitaufwand für die 5 Inspektionen betrug für die Meldestelle 32 Arbeitstage. Alle Inspektionen wurden von der Meldestelle vorbereitet, die Inspektoren durch die kontrollierten Anlagen begleitet und für jede Inspektion ein Abschlußbericht erstellt. Die Buchführung im Technischen Sicherheitsbüro und die physikalischen Kontrollen des Kernmaterials in den einzelnen Anlagen verlief reibungslos und führte zu keiner Beanstandung.

Zu 5.

Neue Meldeform, computergerechte Buchführung

Das neue Meldeverfahren erfordert eine völlige Umstellung, da die Meldungen nicht wie bisher im Klartext sondern auf computergerechten Formblättern und unter Anwendung vorgeschriebener Codes erstellt werden müssen. Auf Weisung der EURATOM-Kommission müssen die Meldungen in der derzeitigen Form parallel mit den neuen Meldungen erstellt werden, bis das neue System reibungslos läuft. Die völlige Umstellung des Meldesystems nach dem Verifikationsabkommen EURATOM/IAEO fand bis Ende 1977 noch nicht statt. Obwohl die "Design Information" von 6 Anlagen der GfK durch die IAEA verifiziert sind, kann eine Umstellung erst nach Feststellung der Materialbilanzonen, Schlüsselmeßpunkte usw. erfolgen.

Die Abbildungen 2/3 und 2/4 zeigen eine angenommene Materialveränderung eines UO_2/PuO_2 -Gemisches in der seitherigen (ABB. 2/3) und der neuen Meldeform (Abb. 2/4) nach Materialart getrennt.

Kernbrennstofftransporte:

Alle GfK-externen Transporte wurden bei Eingängen vom Aufsichtsdienst (Wache) und bei Ausgängen vom Absender der Meldestelle gemeldet. Unter anderem wurden 5 GfK-externe Großtransporte überprüft und freigegeben (von SNEAK zur ZEBRA-Anlage in Winfrith/England).

GfK-interne Pu-Transporte wurden weiterhin von der Meldestelle durchgeführt.

Materialart	GfK-extern	GfK-intern
Natururan	144	132
abger. Uran	48	96
Thorium	24	16
angereichertes Uran	168	108
Plutonium	296	169
Gesamt	680	521

Tab. 2/13 : Kernbrennstofftransporte

M u s t e r

NACHWEIS III

EUROPÄISCHE ATOMGEMEINSCHAFT
 ÜBERWACHUNG DER SICHERHEIT
MONATLICHE BILANZ

Nr. 036.10.222
 (1)

A. BILANZ DER STOFFE, DIE DER ÜBERWACHUNG DER SICHERHEIT UNTERLIEGEN

(2) Unternehmen: Gesellschaft für Kernforschung mbH., Karlsruhe (3) Anlage: Reaktor X
 Jahr: 1977 Monat: November

- X (4) Forschungszentren: Erzeugung angereicherter Urans.
 Konzentrierung von Uran- und Thoriumoxiden. Erzeugung von Kernbrennstoffen jeglicher Form.
 Chemische Aufarbeitung und Raffinerie der Uran- und Thoriumkonzentrate. Herstellung von Kernbrennstoffelementen.
 Herstellung von Uranhexafluorid. Aufarbeitung bestrahlter Kernbrennstoffe zur Trennung aller oder eines Teils der darin anhaltenden Elemente.
 X Betrieb von Kernreaktoren aller Typen und für jeglichen Zweck.

(5) Sachverhalt in bezug auf die Bestimmungen des Vertrages über die Versorgung

anger. Uran = EU/US Pu = EU/S/214

Datum der Absendung der Bilanz
 15. Dezember 1977

Name und Rang der verantwortlichen Unterzeichner
 Stock, ASS/Technisches Sicherheitsbüro
 Unterschrift

UO ₂ /PuO ₂ - Gemisch (U-235-Anteil = 35 %)	URANIUM GEHALT					PLUTONIUM GEHALT					Th. Gesamtgehalt
	Gesamtgehalt	U 233	U 235	U 238	Andere	Gesamtgehalt	Pu 239	Pu 240	Pu 241	Andere	
(12) → g	g	g	g	g	g	g	g	g	g	g	g
(6) Bestand am Anfang des Monats:	---	---	---	---	---	---	---	---	---	---	---
(7) Eingegangene Mengen	560,0		196,0			186,0	171,0				
(8) Differenzen:											
a. Bewegungen											
b. Bestandsverzeichnisse											
c. Produktion an spaltbaren Stoffen											
d. Sonstige											
Insgesamt (6 + 7 + 8)	560,0		196,0			186,0	171,0				
(9) Bestand am Ende des Monats	545,0		190,7			181,0	166,5				
(10) Versandte Mengen											
(11) Differenzen:											
a. Bewegungen											
b. Bestandsverzeichnisse											
c. Abfälle	15,0		5,3			5,0	4,5				
d. Verlust an spaltbaren Stoffen											
e. Sonstige											
Insgesamt (9 + 10 + 11)	560,0		196,0			186,0	171,0				

Bemerkungen: zu 11 c) = Abgabe an das Abfallager der GfK

B. ÜBERSICHT ÜBER DIE EINGÄNGE UND AUSGÄNGE AN STOFFEN

(Ziffern 7 und 10 der Bilanz)

NACHWEIS III

Nr. 036.10.222

Datum	Empfänger oder Lieferant	Zusammensetzung	Form	Nettogewicht ohne Verpackung	Uranium-Gehalt					Plutonium-Gehalt					Th. Gesamtgehalt
					U-Gesamtgehalt	U 233	U 235	U 238	Andere	Pu-Gesamtgehalt	Pu 239	Pu 240	Pu 241	Andere	
(12) → g	g	g	g	g	g	g	g	g	g	g	g	g	g	g	g
I. EINGÄNGE															
5.11.	Anlage XX	UO ₂ /PuO ₂	fest		320,0		112,0			116,0	104,4				(30 Pellets)
7.11.	Anlage XX	UO ₂ /PuO ₂	fest		240,0		84,0			70,0	66,0				(15 Pellets)
					560,0		196,0			186,0	171,0				
					=====		=====			=====	=====				
II. AUSGÄNGE															

Abb. 2/3 : Bisherige EURATOM-Meldeform

M u s t e r

KOMMISSION DER EUROPÄISCHEN GEMEINSCHAFTEN
 ÜBERWACHUNG DER SICHERHEIT VON EURATOM

ANHANG II
 Seite Nr. 1

BESTANDSÄNDERUNGSBERICHT

MBZ (2)			
1	2	3	4
1	WUVS		

Anlage, für die der Bericht erstattet wird
 (1) Reaktor X

Berichtszeitraum
 von 1.11.1977 bis 30.11.1977

Korrespondierende Anlage
 (1) Anlage XX

Datum	SFEP	Menge	Art der Bezeichnung	Korrespondierende MBZ	Chargenbezeichnung	Anzahl der Porten	Materialbezeichnung			Gewicht des Elements	Einheit	Isotop	Gewicht der spaltbaren Isotope	Einheit	Verpflichtung	Verwendung	Korrespondierende Angaben	Bilanz	Berichtigung	Ursprüngliches Datum					
							(10)	(11)	(12)																
T	M	J	(3)	(4)	(5)	(6)	(7)	(8)	(9)	(10)	(11)	(12)	(13)	(14)	(15)	(16)	(17)	(18)	(19)	(20)	(21)	(22)	(23)	(24)	
05	11	77	1	N	RD	MVST	NEU-MAT	30	CP	H		320	G	G	112	G	A	CH							
07	11	77	1	N	RD	MVST	NEU-MAT	15	CP	H		240	G	G	84	G	A	CH							
09	11	77	1	E	SD	-	ABFALL	-	LD	H		- 15	G	G	- 5	G	A	SC							

Bemerkungen (25) Abfall an das Abfallager der GfK

Datum und Ort der
 Absendung des Berichtes Karlsruhe
 15.12.1977

Name und Stellung des
 verantwortlichen Unterzeichners Stock, ASS/TSB
 Sachbearbeiter

Unterschrift

M u s t e r

KOMMISSION DER EUROPÄISCHEN GEMEINSCHAFTEN
 ÜBERWACHUNG DER SICHERHEIT VON EURATOM

ANHANG II
 Seite Nr. 2

BESTANDSÄNDERUNGSBERICHT

MBZ (2)			
1	2	3	4
1	WUVS		

Anlage, für die der Bericht erstattet wird
 (1) Reaktor X

Berichtszeitraum
 von 1.11.1977 bis 30.11.1977

Korrespondierende Anlage
 (1) Anlage XX

Datum	SFEP	Menge	Art der Bezeichnung	Korrespondierende MBZ	Chargenbezeichnung	Anzahl der Porten	Materialbezeichnung			Gewicht des Elements	Einheit	Isotop	Gewicht der spaltbaren Isotope	Einheit	Verpflichtung	Verwendung	Korrespondierende Angaben	Bilanz	Berichtigung	Ursprüngliches Datum					
							(10)	(11)	(12)																
T	M	J	(3)	(4)	(5)	(6)	(7)	(8)	(9)	(10)	(11)	(12)	(13)	(14)	(15)	(16)	(17)	(18)	(19)	(20)	(21)	(22)	(23)	(24)	
05	11	77	1	N	RD	MVST	NEU-MAT	30	CP	P		116	G				A	CH							
07	11	77	1	N	RD	MVST	NEU-MAT	15	CP	P		70	G				A	CH							
09	11	77	1	E	SD	-	ABFALL	-	LD	P		- 5	G				A	SC							

Bemerkungen (25) Abfall an das Abfallager der GfK

Datum und Ort der
 Absendung des Berichtes Karlsruhe
 15.12.1977

Name und Stellung des
 verantwortlichen Unterzeichners Stock, ASS/TSB
 Sachbearbeiter

Unterschrift

Abb. 2/4 : 1977 eingeführte EURATOM-Meldeform

2.5 Einsatzplanung und Organisation

W. Reuble

2.5.1 Kommunikationsmittel im Sicherheitsdienst der GfK

Die einzelnen Systeme wurden wie folgt betreut:

Lautsprecheranlage:

Prüfung von Reklamationen über mangelhafte Wiedergabequalität von Durchsagen, Beseitigung von Störungen, Installation neuer oder zusätzlicher Lautsprecher.

Notrufvermittlung (Rotes Telefon):

Notwendige Zuordnungsänderungen, Anschluß- und Funktionsprüfungen, neue Aufstellung der angeschlossenen Teilnehmer und der erforderlichen Gruppenschaltung.

Personenrufanlage:

Weiterer Ausbau und Erhöhung der Teilnehmerzahl auf 84. Eine relativ hohe Reparatur- und Austauschquote bedingten eine grundlegende Neuerfassung der Geräte und die Herausgabe neuer Verzeichnisse.

Sprechfunk:

Bestellung und Inbetriebnahme zusätzlicher Funkgeräte. Lieferungsausfall einerseits und extrem hohe Bedarfsanforderungen andererseits erforderten zwischenzeitlichen Rückgriff auf noch vorhandene Bestände alter Funksprechgeräte, die wegen geringer Leistung bereits eingezogen waren.

2.5.2 Sicherheitstechnische Unterlagen

Der Änderungsdienst für Zeichnungsunterlagen und textliche Angaben zur Brandbekämpfung für die Einsatzdienste beschränkte sich in diesem Berichtszeitraum auf aktuelle Erfordernisse. In diesem Zusammenhang wurden einzelne Begehungen in Gebäudeanlagen durchgeführt. Die Vorbereitung und Durchführung der Übung zum Alarmplan bei Gebäude Nr. 724 gehören zu diesem Aufgabenbereich, wie die Erledigung allgemeiner Aufträge im Rahmen des Servicedienstes des TSB.

2.5.3 Allgemeine Sicherheitsregelung

Die Neuausgabe der "Allgemeinen Sicherheitsregelung für das Kernforschungszentrum Karlsruhe" setzte eine Überarbeitung des gesamten Textes unter Berücksichtigung neuer Verordnungen, gesetzlicher Auflagen und innerbetrieblicher Neuordnungen voraus. In diesem Zusammenhang wurde auch der Räumungsplan für das Kernforschungszentrum Karlsruhe sowie das Organigramm der Sicherheitsorganisation der GfK neu gestaltet. Die Allgemeine Sicherheitsregelung wurde allen Mitarbeitern der GfK sowie der im Zentrum befindlichen Fremdfirmen ausgehändigt.

2.5.4 Störfallanalyse

Die Mitarbeit an der schon 1976 begonnenen "Analyse denkbarer Störfallabläufe im KFZK" - einem Projektauftrag des Vorstandes an IAS bzw. IDT - erforderte einen hohen Zeitaufwand und wurde im Oktober mit der Fertigstellung eines 200 seitigen Berichts abgeschlossen.

2.5.5 Routinemäßige Arbeitsplatzüberwachung

- Stellungnahmen und Vorschläge zu sicherheitstechnischen Problemen
- Beschaffung von Unterlagen und Geräten
- Prüfung von Sicherheitseinrichtungen, Räumungswesen und Nottoren
- Meldungen von unzulässigen Überfliegungen des Kernforschungszentrums Karlsruhe
- Ausweiskennzeichnung und Benachrichtigungsverzeichnis für den Alarmfall
- Messung von Kenngrößen auf Einhaltung zulässiger Grenzwerte (Beleuchtung, Schadstoffe, Geräusch usw.)

2.6. Datenverarbeitung

G. Stäblein

Eine Tischrechneranlage wird seit 1975 zur Textverarbeitung eingesetzt. Dabei konnten eine Reihe von Verwaltungstätigkeiten rationalisiert, Dateien zum Auflisten unter bestimmten Gesichtspunkten gespeichert und einfache Bilanzen automatisch erstellt werden.

Die Erweiterung der Anlage im Kernspeicher und die Inbetriebnahme eines Magnetplattenspeichers haben die Ablaufzeiten insbesondere bei den häufig in Anspruch genommenen Sortierläufen deutlich verkürzt.

Die Programme konnten verfeinert und zum Dialog mit ungeübten Benutzern komfortabler ausgebaut werden; neue sind dazugekommen.

Beispiele:

- Programm NEUDOS
erfaßt, bilanziert und listet die Werte der amtlichen Personendosimetrie unter Beachtung der durch die neue Strahlenschutzverordnung gegebenen Grenzwerte und macht Dosisüberschreitungen kenntlich. Das Programm wird zur Zeit für eine größere Abteilung probeweise neben der üblichen Handkartei geführt und soll im kommenden Jahr dahingehend erweitert werden, daß alle für den Strahlenpaß erforderlichen Daten gespeichert und abgerufen werden können. Dabei sollen auch Fälligkeitstermine für ärztliche Kontrolluntersuchung und Belehrung aufgerufen werden können. Modellprogramme hierfür laufen bereits zufriedenstellend.
- Programm ASS
Zunächst zu Übungs- und Ausbildungszwecken eröffnet, liefert diese Datei der Personaldatei der eigenen Abteilung die nützliche Möglichkeit, Namenslisten und Auswahlen für interne Verwendung kurzfristig anzufertigen z.B. Wahlliste, Wissenschaftlich-technische Mitarbeiter, Unterabteilungen, Sicherheitsbelehrung, Neueingestellte, Dosisüberwachungsgruppen, Statistische Daten.
- Programm UEBO
Routinemäßig monatlich zu erstellende Meldebogen für die Personendosimetrie einzelner Institute und Anlagen werden auf behördlich vorgegebenem Formular geschrieben. Die Datei umfaßt zur Zeit ca. 260 Personen, die auf 35 Bogen gruppiert werden müssen. Der notwendige Zeitaufwand für die monatliche Aktualisierung der Datei beläuft sich auf 10 bis 15, die Ausgaberroutine auf 35 Minuten. Für das Ausschreiben war früher eine Zeit von 4 bis 5 Stunden erforderlich.
- Programm ADRESS
externes Anschriftenverzeichnis
- Programm VIP
Liste intern bestellter Personen mit der Möglichkeit, Auswahllisten und Verteileraufkleber zu erstellen u.a.

Einen verhältnismäßig hohen Zeitaufwand erfordert bei allen Dateien die Aktualisierung mit neuen Namen, Meßwerten oder Daten, die am günstigsten schubweise und nicht im Einzelfall durchgeführt wird. Diese Tätigkeit, sowie das Abrufen von Leistungen kann bei entsprechender Programmgestaltung auch von eingewiesenen Personen ohne Programmierkenntnisse erledigt werden.

2.6.1 Datenschutzgesetz

Das in diesem Jahr in Kraft getretene Bundesdatenschutzgesetz befaßt sich mit der Absicherung personenbezogener Dateien, wie sie in der Personendosiskartei und anderen obengenannten Sammlungen zweifelsfrei vorliegen. Besonderen Schutz genießen hierbei maschinell lesbare Dateien, um die Veruntreuung personenbezogener Daten zu anderer als der Aufgabenerfüllung dienender gesetzlich abgedeckter Information Dritter auszuschließen. Die inzwischen bei ASS/TSB erstellten Dateien wurden daher vom Datenschutzbeauftragten der Gesellschaft erfaßt und nach Inhalt, Zielsetzung und zugriffsbefugtem Personenkreis festgelegt. Für diese Personen soll in Kürze eine Einweisung in die Vorschriften des Datenschutzgesetzes erfolgen.

3. Strahlenschutzüberwachung

3.1 Arbeitsplatzüberwachung

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

Die Arbeitsplätze im Kernforschungszentrum werden durch Routinemessungen und kurzfristig angeforderte zusätzliche Messungen in bezug auf Strahlenschutz überwacht. Art und Umfang der Routinemessungen sind langfristig mit den Strahlenschutzbeauftragten 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. Angegeben wird die Anzahl der Meldungen bzw. Protokolle. Dies ist insbesondere bei Angaben über Direktmessungen und kontinuierliche Messungen zu beachten. Der geringfügige Rückgang der Anzahl der Wischtests gegenüber dem Vorjahr ist das Ergebnis der Bemühungen, wo immer es nur möglich ist, Direktmessungen der Kontamination vorzuziehen. Entsprechend ist ein Zuwachs der Anzahl der Direktmessungen zu verzeichnen. Bemerkenswert ist der Anstieg des Aufwandes zur Raumluftüberwachung. Die geringfügigen Schwankungen der Anzahl der festgestellten Kontaminationen gegenüber dem Vorjahr sollten nicht überbewertet werden.

Jahr			1976	1977
Kontaminations- messungen	Wischtests	insgesamt	532 460	506 923
		$\geq 2 \times$ Nulleffekt	83 360	62 635
	Direktmessungen		119 000	175 156
	Luftstaub		24 730	27 391
Festgestellte Kontaminationen	Personen		366	229
	Räume (einschl. Gegenstände)		501	159
	Fußboden (ausschließlich)		1 008	1 074
	Sachen		3 277	4 224
	Raumluft		1 376	1 351

Tab. 3/1 Übersicht über die Ergebnisse der Kontaminationsüberwachung. Die in der Tabelle angegebenen Zahlen geben die Anzahl der Meldungen bzw. Protokolle wieder. Längere Zeit bestehende Kontaminationen werden normalerweise arbeitstäglich neu erfaßt.

In den Tabellen 3/2 und 3/3 werden Angaben aus Tabelle 3/1 nach Strahlenart und Arbeitsplatz sowie nach dem Anlaß der Probenahme aufgliedert.

Jahr			1976	1977	
			Prozentualer Anteil		
Messungen	Direktmessungen	auf Anforderung	nicht unterschieden	86	
		Routine		14	
	Wischtests	auf Anforderung	44	42	
		Routine	56	58	
Festgestellte Kontaminationen	Raum (einschl. Gegenstände)		α	3	5
			β	16	26
			$\alpha+\beta$	81	69
	Fußboden (ausschließlich)		α	8	8
			β	34	29
			$\alpha+\beta$	58	63
	Sachen		α	8	7
			β	72	82
			$\alpha+\beta$	20	11
	Raumluft		α	8	7
β			14	29	
$\alpha+\beta$			78	64	
Personen		α	6	12	
		β	75	50	
		$\alpha+\beta$	19	38	

Tab. 3/2 Aufschlüsselung der Kontaminationsmessungen nach Anlaß und gefundener Strahlerart. Siehe Bemerkung bezüglich der Zählung in der Unterschrift zu Tab. 3/1.

Institut/Abteilung			ADB	FR 2	RBT/Z	IHCh	IRCh	IMF III	Sonst.	
Festgestellte Kontaminationen	Raum (einschl. Gegenstände)		α	0	12,5	75	12,5	0	0	0
			β	0	9,8	75,6	0	14,6	0	0
			$\alpha+\beta$	47	2	47	0	3	1	0
	Fußboden (ausschließlich)		α	7	1	3	41	28	19	1
			β	1	8	43	8	24	1	15
			$\alpha+\beta$	95	0	1	3	1	0	0
	Sachen		α	3	2	14	14	33	30	4
			β	0	14	75	1	2	0	8
			$\alpha+\beta$	41,5	2,5	29	13	4	8	2

Tab. 3/3 Prozentuale Verteilung der Ergebnisse auf verschiedene Bereiche. Siehe Bemerkung bezüglich der Zählung in der Unterschrift zu Tab. 3/1.

Strahlenschutzüberwachung der Abteilung Dekontaminationsbetriebe

Die Umbauarbeiten an den Anlagen der Abteilung Dekontaminationsbetriebe (ADB) bei laufender Entsorgung des Kernforschungszentrums und der Wiederaufarbeitungsanlage Karlsruhe machten auch 1977 eine intensive Strahlenschutzüberwachung erforderlich. Seit 1975 wird das Datenmaterial der Arbeitsplatzüberwachung, welches in diesem Bereich anfällt, in speziellen Berichten zusammengestellt. Ziel dieser Berichte ist die ausführliche Dokumentation der Meßergebnisse der Personendosimetrie und der Anlagenüberwachung, um der Betriebsleitung Entscheidungshilfen für die Einsatzplanung während des Umbaus der Anlagen zu geben und um den Erfolg dieser Umbauarbeiten aus der Sicht des Strahlenschutzes zu verdeutlichen.

Die Personendosisüberwachung stützt sich auf die täglichen Ablesungen der Taschenionisationskammern des Betriebs- und Einsatzpersonals. Listen mit personenbezogenen Wochendosen werden den Betriebs- und Gruppenleitern übergeben und können so bei der Arbeitsplanung berücksichtigt werden. Diese detaillierte Strahlenschutzplanung bezüglich der Personendosis für das Einsatzpersonal verhinderte auch 1977 eine Überschreitung der gesetzlich vorgeschriebenen Grenzwerte bei Einzelpersonen. Intensive Strahlenschutzbetreuung und eine Reduzierung der Ortsdosisleistung in den Anlagen durch Abschirmmaßnahmen und den Ausbau hochstrahlender Komponenten führte zu einer weiteren Verringerung der Dosisbelastung des Betriebspersonals. Gegenüber dem Jahr 1976 konnte die Gruppendosis um 10 bis 30 % gesenkt werden (siehe Tab. 3/4). Die Umbauarbeiten in den Anlagen werden durch Fremdfirmenpersonal durchgeführt. Hier ist ein Anstieg der Dosisbelastung um ca. 20 % gegenüber dem Vorjahr zu verzeichnen (siehe Tab. 3/4). Diese Entwicklung wurde vorwiegend durch langzeitige Aufenthalte an Stellen niedriger und mittlerer Ortsdosisleistung verursacht, die durch aufwendige Abrißarbeiten an kontaminierten Fußböden und Wänden und anschließenden Maurerarbeiten erforderlich wurden.

Im Jahr 1977 konnten in der Abwasserdekontamination (Geb. 545) die Raumluftverhältnisse bezüglich Kontamination nicht wesentlich verbessert werden. Dies lag zum Teil an den Umbauarbeiten der Lüftungsanlage selbst, die eine Senkung des Luftdurchsatzes auf 25 % des Sollwertes erforderlich machten und die erst Ende 1977 abgeschlossen werden konnten, und an Arbeiten mit besonders hoher Staubentwicklung, wie Abrißarbeiten an Fußböden und Wänden. Trotz dieser ungünstigen Situation konnten die Inkorporationen bei den Mitarbeitern weiter gesenkt werden. Der Anteil der Messungen "ohne Befund" stieg beim Betriebspersonal von 55 % im Jahr 1976 auf 95 % im Jahr 1977 und beim Fremdfirmenpersonal von 68 % im Jahr 1976 auf 89 % im Jahr 1977 (siehe Tab. 3/5). Dies ist besonders bemerkenswert, da in der Abwasserdekontamination der größte Teil des Fremdfirmenpersonals arbeitet und die meisten Inkorporationen des Betriebspersonals aus diesem Bereich kommen. Diese Entwicklung kann auf die intensive Strahlenschutzbetreuung und -überwachung zurückgeführt werden.

Ziel der Umbauarbeiten in den Anlagen der ADB ist unter anderem, die Bodenkontaminationen so weit wie möglich herabzusetzen. Angestrebte Grenzwerte für Kontrollbereiche sollen $A_{\beta} \leq 10^{-4} \mu\text{Ci}/\text{cm}^2$ und $A_{\alpha} \leq 10^{-5} \mu\text{Ci}/\text{cm}^2$ sein. Diese Grenzwerte liegen um $\frac{1}{10}$ unter den in der StrlSchV vorgeschlagenen oberen Grenzwerten für Kontrollbereiche. Ausgewählte Anlagenräume werden routinemäßig mit Wischtests kontrolliert. An ca. 50 vorgegebenen Stellen je Raum werden 100 cm^2 -Wischtests genommen und in einem Vielprobenwechsler ausgewertet. Es wird ein Abnahmefaktor von 10 % berücksichtigt. Aus den Meßergebnissen dieser 50 Wischtests wird ein mittlerer Kontaminationswert errechnet und in Diagramme eingetragen. Als Beispiel für diese Überwachung sollen 3 Diagramme dienen (siehe Abb. 3/1 a bis 3/1 c). Abb. 3/1a zeigt die gemittelten Werte der Bodenkontaminationen in der A-Behälterhalle der Abwasserdekontamination (Geb. 545). Hier wurden noch keine wesentlichen Umbauarbeiten vorgenommen. Die Hauptkontaminationsquelle stellt ein Phasentrenngefäß dar, daß 1978 ausgewechselt wird. Die Bodenkontaminationen liegen 1976 und 1977 unverändert hoch. Die Breite des Streubandes der Meßwerte ergibt sich durch die willkürliche Zeitwahl der Wischtestprogramme vor oder nach Dekontaminationsmaßnahmen. Es ist gleichzeitig ein Maß für die Verschmutzung der Räume.

In Abb. 3/1b sind die Werte der Bodenkontaminationen in der G-Behälterhalle der Abwasserdekontamination (Geb. 545) aufgetragen. Zu Beginn des Jahres 1977 zeigt sich eine deutliche Verbesserung der Kontaminationsverhältnisse. Die Dekontaminations- und Umbauarbeiten haben in diesem Bereich den gewünschten Erfolg gebracht.

Die Bodenkontaminationen des 2. Obergeschosses der Abfallverarbeitung (siehe Abb. 3/1c) liegen schon immer unter den vorgegebenen Grenzwerten. In der 16. Woche wird einmalig eine erhöhte Bodenkontamination infolge eines Zwischenfalles ausgewiesen.

BETRIEBSGRUPPEN						
Gruppe	Jahr	Anzahl der überwacht. Personen	Gruppendosis		mittl. Einzeldosis	
			Film mrem	TIK mrem	Film mrem	TIK mrem
Abwasserdeko I	1975	30	65 570	82 210	2 186	2 740
	1976	32	50 780	69 445	1 587	2 045
	1977	28	36 940	50 160	1 319	1 792
Oberflächendeko II	1975	19	26 410	36 840	1 390	1 930
	1976	23	23 730	30 245	1 032	1 315
	1977	28	20 130	27 415	719	979
Abfallverarbeitung III	1975	13	18 710	24 810	1 439	1 908
	1976	16	14 430	17 735	902	1 108
	1977	13	9 970	13 205	767	1 016
Lager IV	1975	12	23 220	28 360	1 935	2 363
	1976	15	21 060	22 350	1 404	1 490
	1977	16	20 440	23 195	1 278	1 450
Gruppe Technik	1975	16	20 050	24 645	1 253	1 540
	1976	23	17 030	20 155	740	876
	1977	12	9 750	12 910	813	1 076
Gesamt	1975	90	153 960	196 865	1 711	2 187
	1976	109	127 030	155 930	1 165	1 431
	1977	97	97 230	126 885	1 002	1 308

Tab. 3/4a: Gruppendosis und mittlere Einzeldosis der Betriebsgruppen im Bereich ADB

F R E M D F I R M E N						
Gruppe	Jahr	Anzahl der überwacht. Personen	Gruppendosis		mittl. Einzeldosis	
			Film mrem	TIK mrem	Film mrem	TIK mrem
KAH-Anlagenertüchtig.	1975	46	55 553	78 280	858	827
	1976	33	28 300	27 300		
	1977	-	-	-		
KAH-Reparatur	1975	38	78 995	98 515		
	1976	27	25 640	30 240		
	1977	-	-	-		
ARGE (löst z.T. KAH ab)	1975	-	-	-	838	1 094
	1976	-	-	-		
	1977	29	24 290	31 720		
alle anderen	1975	-	85 980	74 208	1 068	1 014
	1976	396	102 400	103 170		
	1977	124	132 380	125 705		
Gesamt	1975	-	220 528	252 003	1 023	1 029
	1976	456	156 340	160 710		
	1977	153	156 670	157 425		

Tab. 3/4b: Gruppendosis und mittlere Einzeldosis der Fremdfirmengruppen im Bereich ADB

Gruppe	Jahr	Anzahl der gesamten Messungen	ohne Befund %	Anzahl der Inkorporationen in % der body burden	
				< 1	1 - 10
Betrieb	1975	146	55	66	0
	1976	182	85	27	0
	1977	285	95	13	0
Fremdfirmen	1975	351	68	112	1
	1976	332	87	42	1
	1977	445	89	49	1

Tab. 3/5 Inkorporationsüberwachung im Body Counter für die Betriebs- und Fremdfirmengruppen der ADB

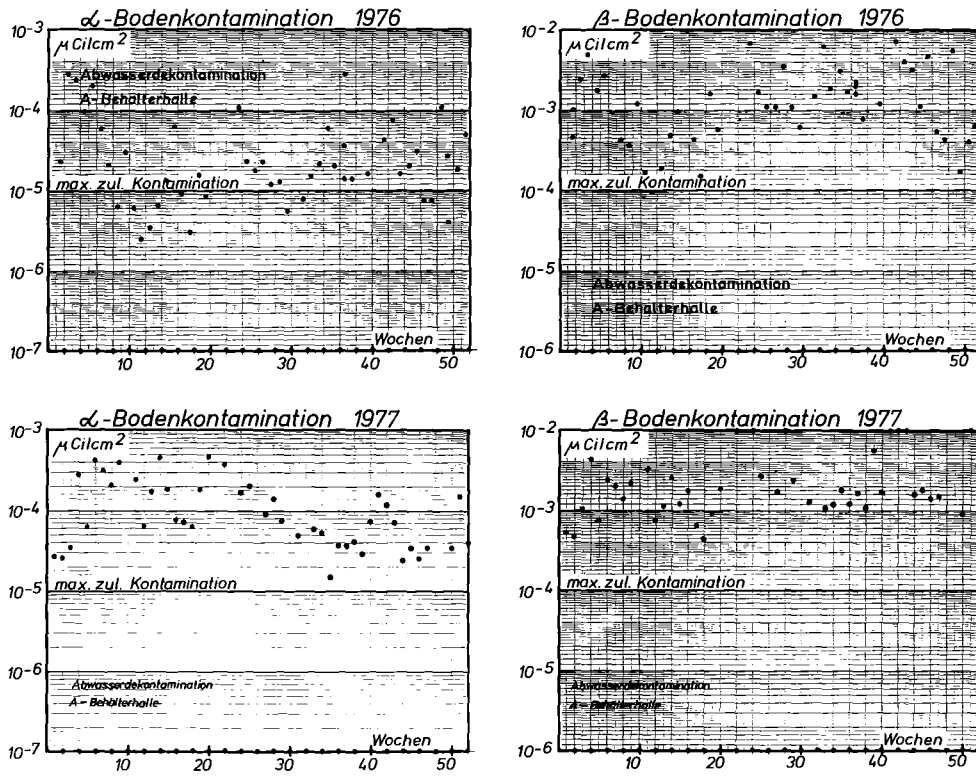


Abb. 3/1a: Vergleich der Bodenkontamination in einigen Anlagenräumen der ADB (Geb. 545 A-Behälterhalle)

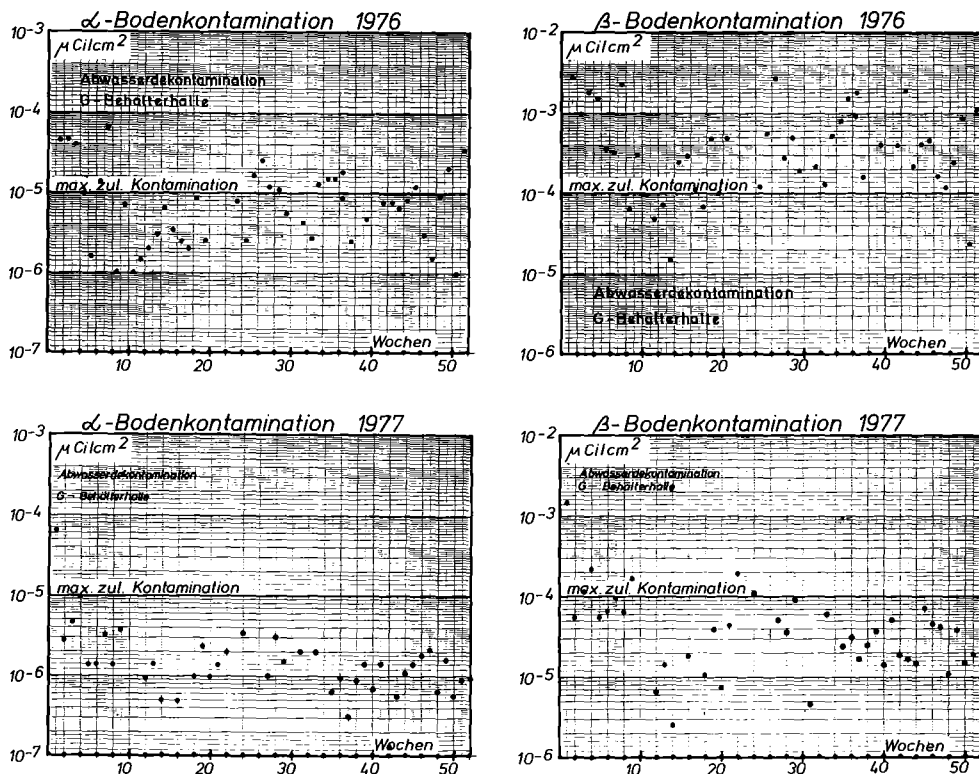


Abb. 3/1b: Vergleich der Bodenkontamination in einigen Anlagen der ADB (Geb. 545 G-Behälterhalle)

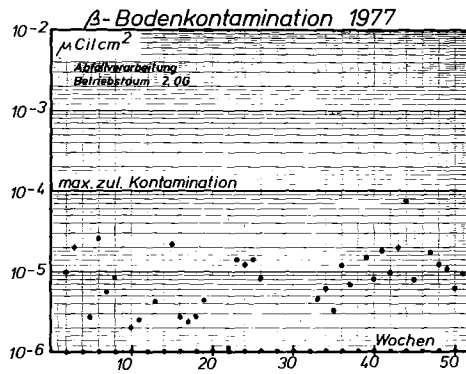
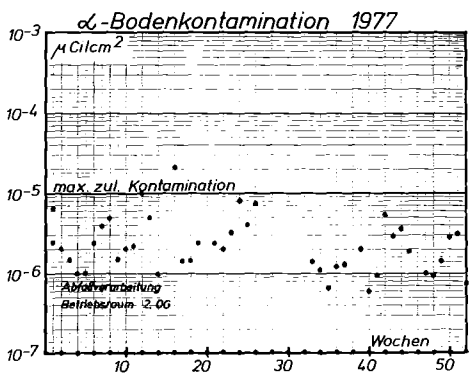
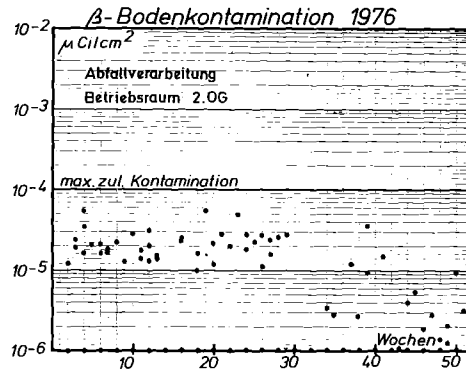
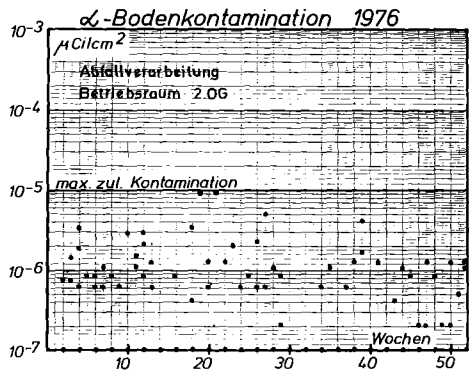


Abb. 3/1c: Vergleich der Bodenkontamination in einigen Anlagenräumen der ADB (Geb. 536 Betriebsraum 2. OG)

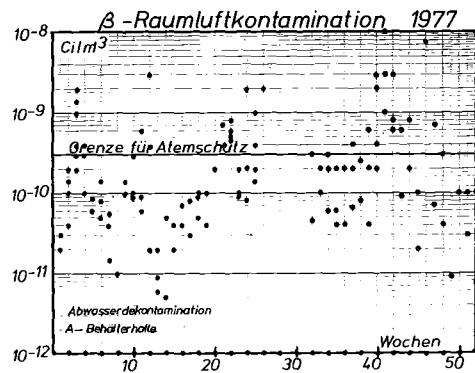
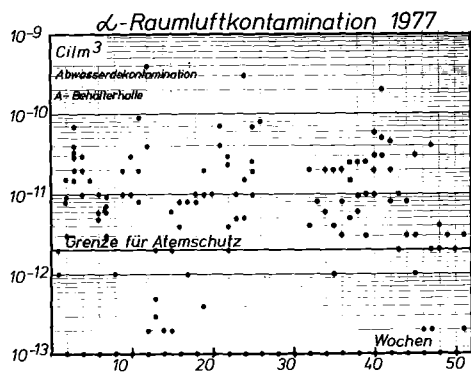
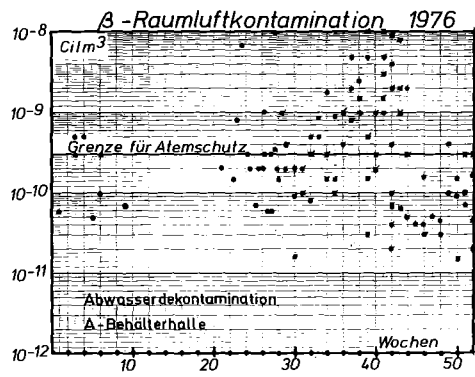
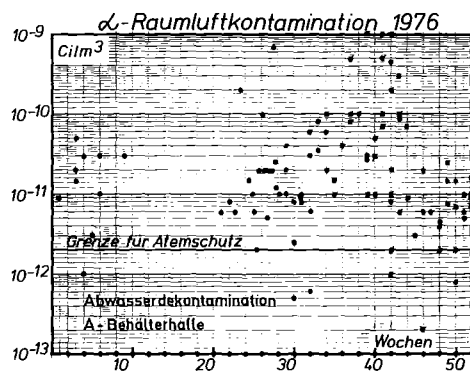


Abb. 3/2a: Vergleich der Raumluftkontamination in einigen Anlagenräumen der ADB (Geb. 545 A-Behälterhalle)

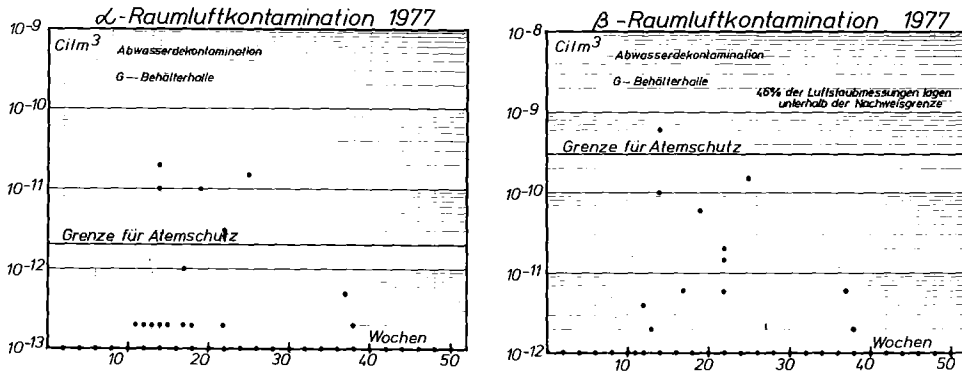


Abb. 3/2b: Vergleich der Raumluftkontamination in einigen Anlagenräumen der ADB (Geb. 545 G-Behälterhalle)

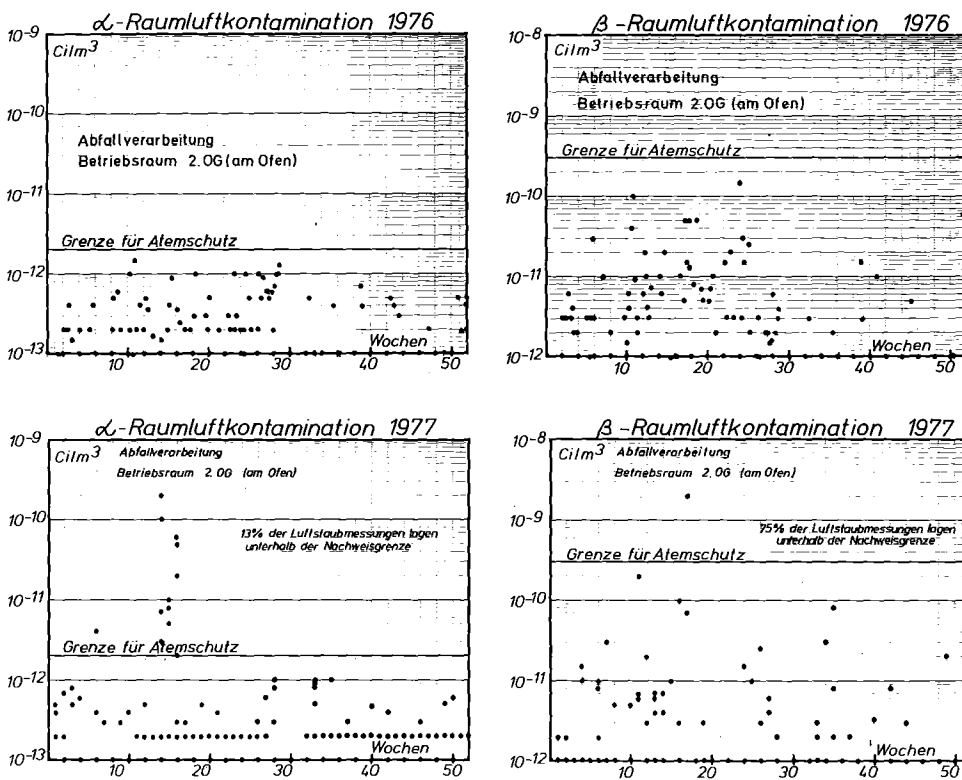


Abb. 3/2c: Vergleich der Raumluftkontamination in einigen Anlagenräumen der ADB (Geb. 536 Betriebsraum 2. OG)

Ein weiteres Ziel der Umbauarbeiten ist, die Raumluftkontamination so weit herabzusetzen, daß in den vom Betriebspersonal zugänglichen Bereichen ohne Atemschutz gearbeitet werden kann. Die Aktivitätskonzentrationen sollen dann $A_{\beta} = 3 \cdot 10^{-10} \text{ Ci/m}^3$ und $A_{\alpha} = 2 \cdot 10^{-12} \text{ Ci/m}^3$ nicht überschreiten. Diese Werte wurden aus den Grenzwerten der Jahresaktivitätszufuhr für Inhalation ermittelt, wie sie in der StrlSchV für Radionuklidgemische unbekannter Zusammensetzung angegeben sind.

In den Diagrammen der Abb. 3/2 sind die Ergebnisse der Routinemessungen mit Luftstaubsammlern oder festinstallierten Raumluftüberwachungsanlagen über der Zeit aufgetragen, wobei die gleichen Räume wie für die Bodenkontaminationen als Beispiel für diese Art der Überwachung ausgewählt wurden.

In der A-Behälterhalle der Abwasserdekontamination liegen die Raumluftkontaminationen häufig über den internen Grenzwerten (siehe Abb. 3/2a). 1976 und 1977 kommt es hier durch störfallbedingte Aktivitätsfreisetzungen zu erheblichen Schwankungen der Luftkonzentrationen. Erst nach dem Austausch der störanfälligen Komponenten im Jahr 1978 wird mit einer Verbesserung gerechnet.

Für die G-Behälterhalle der Abwasserdekontamination (Geb. 545) sind die Raumluftwerte für das Jahr 1977 in Abb. 3/2b aufgetragen. In der zweiten Hälfte des Jahres wird der Erfolg der Umbau- und Dekontaminationsmaßnahmen deutlich.

In Abb. 3/2c sind die Meßwerte der Raumluftüberwachung für das 2. Obergeschoß der Abfallverarbeitung (Geb. 536) aufgetragen. Sie zeigen den typischen Verlauf für eine Anlage, in der ohne Atemschutz gearbeitet werden kann. Nur in der 14. bis 16. Woche des Jahres 1977 wird durch einen Zwischenfall kurzzeitig eine erhöhte Raumluftkontamination ausgewiesen.

Zur Beurteilung einer Anlage gehört auch die Kenntnis der Strahlenbelastung in der unmittelbaren Umgebung der Gebäude. Zu diesem Zweck werden in größeren Zeitabständen Isodosisleistungsmessungen an vorgegebenen Orten durchgeführt und zu Isodosisleistungskurven verarbeitet.

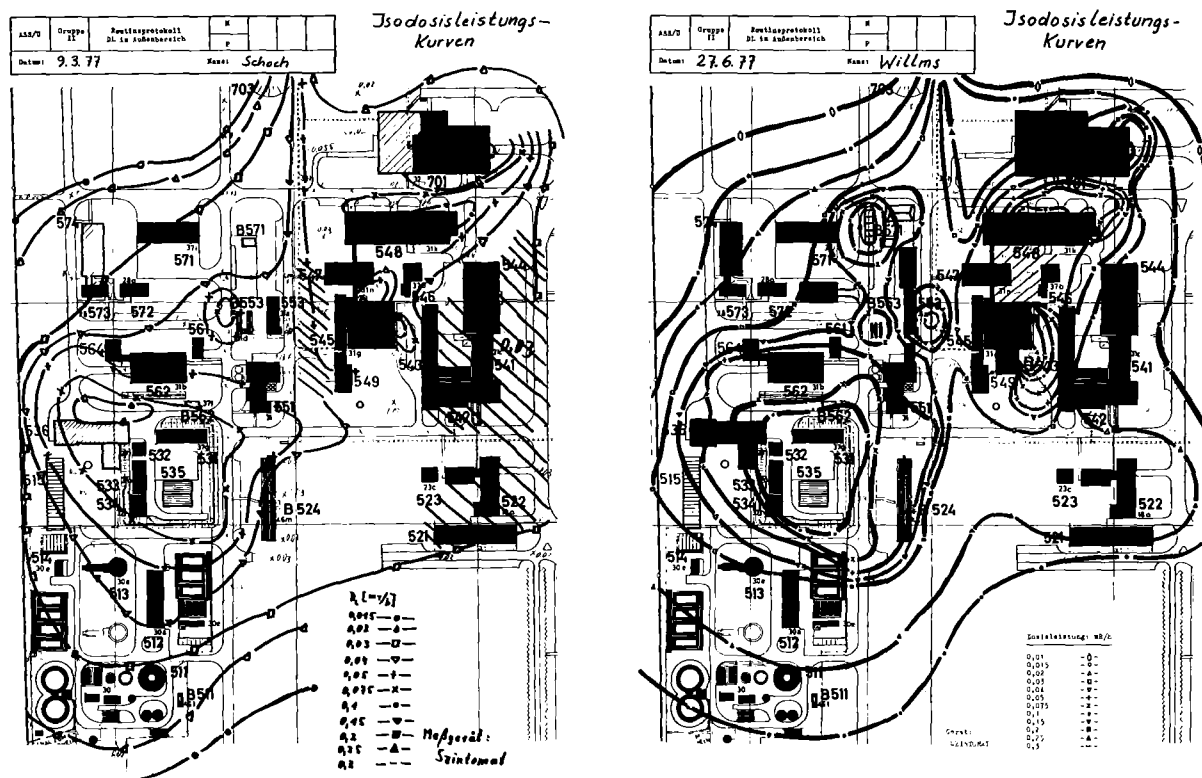


Abb. 3/3: Isodosisleistungskurven im ADB-Bereich

Sie stellen eine Art Momentaufnahme dar und können Aufschluß über Schwachstellen in der Abschirmung oder über ungünstig eingelagerte Strahlenquellen geben. Eine grobe Beurteilung der Abb. 3/3 läßt als Hauptstrahlenquellen das Lager für radioaktive Abfälle (Geb. 531 - 535 und B 562) und die Oberflächendekontamination (Geb. 548) erkennen. Abgestellte Transportbehälter und Container für radioaktiven Abfall stellen sich in Abb. 3/3 als zusätzliche Strahlenquellen dar.

Mit diesen Beispielen aus der Arbeitsplatzüberwachung der ADB ist eine mögliche Form der Meßwertverarbeitung und -darstellung vorgestellt worden, die in einfacher Weise die Vielzahl der in einem Jahr angefallenen Strahlenschutzmeßwerte zusammenfaßt und der Betriebsleitung einen Überblick über Entwicklungen in ihrer Anlage aus der Sicht des Strahlenschutzes vermittelt.

Tätigkeit des Strahlenschutzmeßlabors der Arbeitsplatzüberwachung

1977 wurden im Strahlenschutzmeßlabor der Arbeitsplatzüberwachung 1098 Proben qualitativ γ -spektroskopisch untersucht. Dabei handelte es sich um 190 Luftstaubfilter, 37 Wischttests, 856 Kohlefilter und 15 kontaminierte bzw. aktivierte Gegenstände. Der Zuwachs an Proben ist im wesentlichen auf die weitere Intensivierung der Abluftüberwachung auf Radiojod im Berichtsjahr zurückzuführen. Die Herkunft der Proben ist aus Tab. 3/6 zu entnehmen. Eine Übersicht über die identifizierten Radionuklide wird in Tab. 3/7 gegeben. Die beiden häufigsten Nuklidpaare bzw. Nuklide waren $^{137}\text{Cs}/^{137\text{m}}\text{Ba}$ und ^{134}Cs .

Institut/Abteilung	ADB	FR 2	IHCh	IRCh	RBT/Z	Bereich Institute I	Bereich Institute II
Zahl der Proben	436	175	128	124	67	112	56

Tab. 3/6 Herkunft der qualitativ γ -spektroskopierten Proben

20 Proben wurden im Jahr 1977 einer α -spektroskopischen Untersuchung unterzogen. Es handelte sich dabei um 9 Luftstaubfilter und 11 Wischttests. Die Herkunft der Proben wird in Tab. 3/8 angegeben. Die dabei identifizierten Radionuklide sind in Tab. 3/9 zusammengestellt. Die beiden häufigsten dabei identifizierten Nuklide waren ^{241}Am und/oder ^{238}Pu sowie $^{239+240}\text{Pu}$.

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. Die Intensivierung der Abluftüberwachung auf Radiojod führte zu einem Anwachsen der Fälle, in denen auf spektroskopierten Proben Jodisotope festgestellt wurden, da diese Überwachung im allgemeinen γ -spektroskopisch erfolgt.

1977 wurden 33 800 Messungen an Raum- und Abluftfiltern auf α - β -Pseudokoinzidenz-Anlagen durchgeführt. Dabei wurde auf 1 247 Filtern eine α -Aktivität von mehr als 0,1 nCi und auf 1 712 Filtern eine β -Aktivität von mehr als 0,5 nCi festgestellt.

Müllüberwachung

Die Überwachung des inaktiven Mülls in Mülltonnen und sonstigen Behältnissen wurde fortgesetzt. In drei Fällen (1976: 5 Fälle) wurden radioaktive Stoffe gefunden und sichergestellt. Strahlenschutzbedingte Entleerungen des Müllwagens waren nicht erforderlich. Sowohl die Überwachung des Inaktivmülls als auch die administrativen Vorschriften zur Handhabung des Mülls haben sich also bewährt.

Nuklid	Zahl der Fälle	Nuklid	Zahl der Fälle
^{137}Cs - $^{137\text{m}}\text{Ba}$	197 (126)*	^{124}J	5
^{134}Cs	160 (3)	^{59}Fe	3
^{131}J	150 (118)	^{132}Te - ^{132}J	3 (3)
^{106}Ru - ^{106}Rh	123 (56)	^{54}Mn	2
^{125}Sb	76 (16)	^{58}Co	2
^{123}J	44 (44)	^{115}Cd - $^{115\text{m}}\text{In}$	2 (2)
^{60}Co	38 (19)	^{122}Sb	2
^{144}Ce - ^{144}Pr	29 (19)	^{133}Xe	2 (1)
^{95}Zr - ^{95}Nb	17 (7)	^{135}Xe	2
^{65}Zn	14 (4)	^{154}Eu	2
^{132}J	12 (11)	^{24}Na	1
^{103}Ru - $^{103\text{m}}\text{Rh}$	11	^{46}Sc	1
^{141}Ce	11	^{75}Se	1
$^{110\text{m}}\text{Ag}$	8 (1)	^{76}As	1
^{51}Cr	7 (2)	^{88}Rb	1 (1)
^{133}J	6 (3)	^{99}Mo - $^{99\text{m}}\text{Tc}$	1
^{99}Mo	5 (1)	^{203}Hg	1
^{124}Sb	5 (1)	^{226}Ra + Folgeprodukte	1 (1)

*Die Klammerwerte geben die Fälle an, in denen das Nuklid das aktivste Nuklid in der Probe war.

Tab. 3/7 γ -spektroskopisch im Strahlenschutzmeßlabor identifizierte Radionuklide

Institut/Abteilung	ADB	FR 2	RBT/Z-IMF	SNEAK-Inst. I
Zahl der Proben	9	7	3	1

Tab. 3/8 Herkunft der α -spektroskopierten Proben

Nuklid	^{241}Am u/o ^{238}Pu	^{239}Pu / ^{240}Pu	^{243}Cm u/o ^{244}Cm	U-nat	^{210}Po	^{234}U	^{235}U	^{232}Th + Folgeprod.	^{242}Cm u/o ^{252}Cf
Zahl der Fälle	15	10	4	2	1	1	1	1	1

Tab. 3/9 α -spektroskopisch im Strahlenschutzmeßlabor identifizierte Radionuklide

3.2 Dichtigkeitsprüfungen

H. Fessler, H. Junker

Die nach StrlSchV vorgeschriebenen Dichtigkeitsprüfungen an umschlossenen radioaktiven Stoffen werden für alle im Kernforschungszentrum Karlsruhe vorhandenen Quellen aufgrund einer Ermächtigung der Aufsichtsbehörde von unabhängigen Sachverständigen für Dichtigkeitsprüfungen in Eigenüberwachung durchgeführt. Im Jahre 1977 wurden 247 dieser Dichtigkeitsprüfungen durchgeführt. Eine undichte Quelle wurde hierbei festgestellt. Weitere Aufgaben sind Herstellerprüfungen an im Kernforschungszentrum produzierten Quellen. Hierbei wurden 5 Dichtigkeitsprüfungen durchgeführt.

3.3 Überwachung der Ableitungen

3.3.1 Abluft

3.3.1.1 Ableitungsmessungen

L.A. König, S. Rinn, J. Amann

Die Ableitung radioaktiver Stoffe aus dem Kernforschungszentrum Karlsruhe in die Atmosphäre wird gemäß den 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 Wochenwerte, aufgeschlüsselt nach Radionukliden bzw. Radionuklidgruppen.

Die Ableitungen werden in den von der KfK (Kernforschungszentrum Karlsruhe GmbH) betriebenen Anlagen teils von den Mitarbeitern der Abteilung Strahlenschutz und Sicherheit/Überwachung, teils in Zusammenarbeit mit den überwachten Institutionen ermittelt. Bei speziellen meßtechnischen Problemen wird die Hilfe von ASS/Ch und ASS/GM in Anspruch genommen. Die Meßwerte aus den Anlagen des Kernforschungszentrums, die nicht von der KfK betrieben werden, werden von den zuständigen Betriebsgesellschaften festgestellt.

Tab. 3/10 enthält die dem Abluftplan 1977 zugrundeliegenden Definitionen der Nuklidgruppen. In Tab. 3/11 wird eine Übersicht über die im Jahr 1977 von den einzelnen Anlagen des Kernforschungszentrums Karlsruhe abgeleitete Aktivität gegeben. Es wurden nur jene Anlagen und Radionuklide in die Tabelle aufgenommen, bei denen mindestens einmal im Jahr Ableitungen oberhalb der Nachweisgrenzen nachgewiesen wurden. In jenen Fällen, in denen zu einzelnen größeren Werten kleine Werte unter einem Schwellwert addiert werden müssen, wobei die kleinen Werte weniger als 20 % zur Gesamtsumme beitragen, wurden bei Summenbildungen die <-Zeichen weggelassen. Bei den Radiojodableitungen werden nicht nur die Ableitungen an den einzelnen Radiojodisotopen angegeben, sondern auch in der mit J bezeichneten Spalte die Summe der ^{131}J -Äquivalent-Werte. Die Faktoren f_i , mit deren Hilfe die Ableitungen an Radiojodisotopen auf ^{131}J -Äquivalent umgerechnet werden, sind aus Tab. 3/12 ersichtlich. f_i ist durch die Beziehung

$$A_i^{\text{zul}} = f_i A_{131}^{\text{zul}}$$

definiert. Hierin ist A_i^{zul} die für Jodisotop i zulässige Ableitung, A_{131}^{zul} jene für ^{131}J . Die für das Jodisotop i gemessene Ableitung ist also durch f_i zu dividieren, um das ^{131}J -Äquivalent zu erhalten. Überschreitungen zulässiger Werte sind durch Einrahmen der Zahlenwerte kenntlichgemacht. Zum Vergleich werden die Vorjahreswerte wiederholt. Die ^{41}Ar -Ableitungen des FR 2 und die ^{85}Kr -Ableitungen der WAK stellen die vorherrschenden Ableitungen dar, wenn man Aktivitätswerte vergleicht.

In Tab. 3/13 sind die insgesamt aus dem Kernforschungszentrum Karlsruhe in die Atmosphäre abgeleiteten Aktivitäten zusammengestellt. Da die Standorte der einzelnen Emittenten zum Teil weit auseinanderliegen, werden im Nahbereich bei gleichzeitiger Emission verschiedene Gebiete beaufschlagt. Daher dürfen diese Daten für den Nahbereich nicht als Emissionsdaten einer Quelle angesehen werden. Zum Vergleich werden die Vorjahreswerte angegeben.

Gruppe	Nuklide
A	Beliebige Mischung von α -, β - und γ -Strahlern.
B	Beliebige Mischung von β - und γ -Strahlern, wenn die α -Strahler sowie Radiojodisotope*, Pb-210, Ac-227, Ra-228, Pu-241, Am-242m und Cf-254 unberücksichtigt bleiben können**.
C	H-3, N-13, C-14***, S-37, O-15, Cl-38, Ar-41, Spaltedelgase.
J	J-131-Äquivalent (siehe Tab. 3/12).

*Die Radiojodisotope müssen gesondert gemeldet werden.

**"Unberücksichtigt bleiben" können diese Radionuklide nur dann, wenn die Konzentration in der Luft nur einen geringfügigen Teil der in Tabelle 1 des Anhangs III der Euratom-Strahlenschutznormen angegebenen höchstzulässigen Konzentration darstellt. Die Ableitungen an ^{90}Sr dürfen $\frac{1}{10}$ des für Nuklidgruppe B zugelassenen Aktivitätswertes nicht überschreiten.

***Die ^{14}C -Ableitung in Gruppe C wird auf jeweils 10 % der in dieser Gruppe zulässigen Ableitung, aber nicht mehr als 10 Ci/a bzw. 1 Ci/Monat beschränkt.

Tab. 3/10 Definitionen der Nuklidgruppen (Stand Ende 1977)

Jodisotop	f_i
123	5 900
124	2
125	1,4
126	0,6
129	0,264
130	2 050
131	1
132	1 220
133	63
134	2 900
135	16 000

Tab. 3/12 Umrechnungsfaktoren auf ^{131}J -Äquivalent (Stand Ende 1977)

Nuklid		^{41}Ar	^{85}Kr	^3H	J	A	B	C
Ableitung in Ci	1976	82 871	85 660	1 179	$\leq 4,8 \cdot 10^{-2}$	$3,5 \cdot 10^{-3}$	0,3	1 309
	1977	78 774	114 800	1 767	$2,9 \cdot 10^{-2}$	$3,5 \cdot 10^{-3}$	0,6	767

Tab. 3/13 Gesamtableitungen aus dem Kernforschungszentrum Karlsruhe in die Atmosphäre in den Jahren 1976 und 1977 (Diese Tabelle darf nicht für eine Dosisberechnung verwendet werden, da darin Emissionen von verschiedenen Emissionsorten aufsummiert sind).

Anlage	ADB, Geb. 534			ADB (FERAB), Geb. 536							ADB, Geb. 545/555, Deko-flüssig						
	A	B	³ H	A	B	³ H	¹³¹ I	¹²⁹ I	¹²⁵ I	J	A	B	³ H	¹³¹ I	¹²⁹ I	¹²⁵ I	J
nach Abluftplan zu 1. Monatswert	1.10 ⁻⁶	1.10 ⁻³	0,1	2.10 ⁻⁴	5.10 ⁻²	100				1.10 ⁻³	4.10 ⁻⁶	2.10 ⁻³	30				4.10 ⁻⁴
Januar				8,8.10 ⁻⁶	1,4.10 ⁻²	0,4	< 1,7.10 ⁻⁵	< 1,4.10 ⁻⁵		< 7.10 ⁻⁵	< 3,7.10 ⁻⁶	< 3,2.10 ⁻⁵	4,3	< 3,5.10 ⁻⁶	< 1,2.10 ⁻⁵		< 4,9.10 ⁻⁵
Februar				5,2.10 ⁻⁵	2,8.10 ⁻²	1,4	< 6,3.10 ⁻⁵	< 1,9.10 ⁻⁵		< 1,4.10 ⁻⁴	< 3,6.10 ⁻⁶	< 1,9.10 ⁻⁵	5,1	< 2,7.10 ⁻⁶	< 1,4.10 ⁻⁵		< 5,6.10 ⁻⁵
März				1,4.10 ⁻⁵	3,6.10 ⁻²	0,2	< 1,8.10 ⁻⁴	< 1,8.10 ⁻⁵		< 2,5.10 ⁻⁴	< 1,3.10 ⁻⁵	< 1,9.10 ⁻⁵	2,4	< 3,5.10 ⁻⁶	< 2,1.10 ⁻⁵		< 8,4.10 ⁻⁵
April	< 1.10 ⁻⁷	< 5,1.10 ⁻⁷	0,004	2,6.10 ⁻⁵	3,1.10 ⁻²	0,1	< 6,7.10 ⁻⁵	< 2,4.10 ⁻⁵		< 1,6.10 ⁻⁴	< 1,1.10 ⁻⁵	1,9.10 ⁻⁵	7,1	< 2,8.10 ⁻⁶	< 9,0.10 ⁻⁶		< 3,7.10 ⁻⁵
Mai	< 1,1.10 ⁻⁸	< 4,4.10 ⁻⁸	0,006	7,4.10 ⁻⁶	3,7.10 ⁻²	8,3	< 1,5.10 ⁻⁴	< 2,1.10 ⁻⁵		< 2,3.10 ⁻⁴	< 1,9.10 ⁻⁶	2,6.10 ⁻⁵	5,0	< 2,3.10 ⁻⁶	< 8,2.10 ⁻⁶		< 3,3.10 ⁻⁵
Juni	< 2,2.10 ⁻⁸	< 8,9.10 ⁻⁸	0,021	2,0.10 ⁻⁵	3,7.10 ⁻²	151,5	< 5,1.10 ⁻⁵	< 2,3.10 ⁻⁵		< 1,4.10 ⁻⁴	< 6,2.10 ⁻⁷	2,3.10 ⁻⁵	5,0	< 2,1.10 ⁻⁶	< 6,2.10 ⁻⁶		< 2,5.10 ⁻⁵
Juli	< 8,6.10 ⁻⁹	< 9,6.10 ⁻⁸	0,008	5,2.10 ⁻⁵	1,7.10 ⁻²	0,8	< 1,6.10 ⁻⁵	< 9,7.10 ⁻⁶		< 5,3.10 ⁻⁵	2,2.10 ⁻⁷	3,1.10 ⁻⁶	0,2	< 1,7.10 ⁻⁶	< 1,3.10 ⁻⁵		< 5,1.10 ⁻⁵
August	< 5,2.10 ⁻⁹	< 4,2.10 ⁻⁸	0,004	2,3.10 ⁻⁵	2,1.10 ⁻²	56,7	6,8.10 ⁻⁴	< 1,2.10 ⁻⁵	1,6.10 ⁻³	1,8.10 ⁻³	< 5,3.10 ⁻⁷	6,2.10 ⁻⁶	2,8	< 2,1.10 ⁻⁶	< 1,1.10 ⁻⁵		< 4,4.10 ⁻⁵
September	< 8,2.10 ⁻⁹	< 9,4.10 ⁻⁸	0,004	1,0.10 ⁻⁴	1,7.10 ⁻²	91,5	2,2.10 ⁻³	< 2,3.10 ⁻⁵	1,2.10 ⁻²	1,1.10 ⁻²	< 1,2.10 ⁻⁷	< 1,1.10 ⁻⁶	0,2	< 1,6.10 ⁻⁶	4,1.10 ⁻⁵		1,6.10 ⁻⁴
Oktober	< 1,5.10 ⁻⁸	< 5,4.10 ⁻⁸	0,004	5,7.10 ⁻⁵	7,5.10 ⁻³	7,0	< 4,4.10 ⁻⁵	< 1,1.10 ⁻⁵	8,8.10 ⁻⁴	7,2.10 ⁻⁴	< 4,6.10 ⁻⁷	< 3,5.10 ⁻⁶	2,2	< 1,8.10 ⁻⁶	< 7,2.10 ⁻⁶	1,0.10 ⁻⁶	< 3,0.10 ⁻⁵
November	< 2,3.10 ⁻⁸	< 9,2.10 ⁻⁸	0,004	1,2.10 ⁻⁵	4,4.10 ⁻³	9,8	< 2,3.10 ⁻⁵	< 8,1.10 ⁻⁶	4,4.10 ⁻⁴	3,6.10 ⁻⁴	< 1,7.10 ⁻⁷	< 1,4.10 ⁻⁶	0,4	< 3,0.10 ⁻⁶	5,6.10 ⁻⁵		2,1.10 ⁻⁴
Dezember	1,1.10 ⁻⁷	2,8.10 ⁻⁷	0,006	1,0.10 ⁻⁴	8,1.10 ⁻³	2,7	< 2,0.10 ⁻⁵	< 1,5.10 ⁻⁵	6,0.10 ⁻⁴	5,1.10 ⁻⁴	< 2,8.10 ⁻⁷	3,9.10 ⁻⁶	0,4	< 3,8.10 ⁻⁶	< 2,4.10 ⁻⁵		< 9,5.10 ⁻⁵
S u m m e	< 3,0.10 ⁻⁷	< 1,3.10 ⁻⁶	0,061	4,7.10 ⁻⁴	0,26	330,4	< 3,5.10 ⁻³	< 2,0.10 ⁻⁴	1,6.10 ⁻²	1,5.10 ⁻²	< 3,6.10 ⁻⁵	< 1,6.10 ⁻⁴	35,1	< 3,1.10 ⁻⁵	< 2,2.10 ⁻⁴	1,0.10 ⁻⁶	< 8,7.10 ⁻⁴
nach Abluftplan zu 1. Jahreswert	1.10 ⁻⁵	1.10 ⁻²	1	2.10 ⁻³	0,4	1 000				1.10 ⁻²	3.10 ⁻⁵	1,5.10 ⁻²	100				4.10 ⁻³
Vorjahreswert				4,5.10 ⁻⁴	0,12	212,7	< 4,5.10 ⁻⁴	< 3,6.10 ⁻³		1,6.10 ⁻²	1,1.10 ⁻⁵	4,4.10 ⁻⁴	73,2	< 1,3.10 ⁻⁴	< 2,7.10 ⁻³		< 1,2.10 ⁻²

Tab. 3/11 Ableitung radioaktiver Stoffe im Jahre 1977 aus dem Kernforschungszentrum Karlsruhe in die Atmosphäre (Aktivität in Ci)

Anlage	ADB (ABRA), Geb. 547		ADB, Geb. 548, Deko-fest				FR 2										
Nuklid	A	B	A	B	³ H	¹³¹ I	A	B	C	⁴¹ Ar	³ H	¹³¹ I	¹³² I	¹³³ I	¹³⁴ I	¹³⁵ I	J
nach Abluftplan zul. Monatswert			8.10 ⁻⁶	2.10 ⁻³	15	2.10 ⁻⁵	3.10 ⁻⁵	1,5.10 ⁻²	200	12 000	120						5.10 ⁻³
Januar		9,4.10 ⁻⁶	2,7.10 ⁻⁷	1,6.10 ⁻⁶	0,19	< 1,1.10 ⁻⁵		2,9.10 ⁻³	5,3.10 ⁻²	5 188	15,9	6,9.10 ⁻⁵	7,8.10 ⁻⁴	3,9.10 ⁻⁴		5,4.10 ⁻⁴	7,6.10 ⁻⁵
Februar					0,27	< 1,0.10 ⁻⁵		1,0.10 ⁻²	1,1.10 ⁻¹	8 497	6,8	2,5.10 ⁻⁴	4,0.10 ⁻³	1,8.10 ⁻³	1,3.10 ⁻²	3,2.10 ⁻³	2,9.10 ⁻⁴
März	< 1,4.10 ⁻⁶	< 2,3.10 ⁻⁶	< 1,7.10 ⁻⁵	< 2,5.10 ⁻⁵	0,17	< 1,1.10 ⁻⁵		4,6.10 ⁻³	8,5.10 ⁻²	8 490	45,8	2,2.10 ⁻⁴	2,2.10 ⁻³	1,4.10 ⁻³	2,1.10 ⁻³	1,2.10 ⁻³	2,4.10 ⁻⁴
April	< 2,9.10 ⁻⁶	< 4,3.10 ⁻⁶	< 1,7.10 ⁻⁵	< 2,6.10 ⁻⁵	0,06	< 8,0.10 ⁻⁶		6,7.10 ⁻³	9,5.10 ⁻²	9 548	8,0	2,0.10 ⁻⁴	3,0.10 ⁻³	1,2.10 ⁻³	1,1.10 ⁻²	2,5.10 ⁻³	2,3.10 ⁻⁴
Mai	< 6,2.10 ⁻⁸	< 7,0.10 ⁻⁷	< 5,4.10 ⁻⁷	< 2,2.10 ⁻⁵	0,1	< 8,0.10 ⁻⁶		8,8.10 ⁻⁴	3,8.10 ⁻²	3 815	21,5	9,4.10 ⁻⁵	4,6.10 ⁻³	3,9.10 ⁻⁴	1,7.10 ⁻³	2,6.10 ⁻⁵	1,0.10 ⁻⁴
Juni	< 1,2.10 ⁻⁷	< 2,9.10 ⁻⁷	< 2,3.10 ⁻⁷	2,1.10 ⁻⁵	0,26	< 9,0.10 ⁻⁶		5,5.10 ⁻³	8,8.10 ⁻²	8 802	7,2	2,7.10 ⁻⁴	1,7.10 ⁻³	1,6.10 ⁻³		1,8.10 ⁻³	3,0.10 ⁻⁴
Juli	< 5,4.10 ⁻⁸	< 1,5.10 ⁻⁷	< 1,2.10 ⁻⁷	< 4,5.10 ⁻⁷	0,02	< 1,0.10 ⁻⁵		1,9.10 ⁻⁵			2,1	1,8.10 ⁻⁵					1,8.10 ⁻⁵
August	< 5,9.10 ⁻⁸	< 8,7.10 ⁻⁸	< 1,5.10 ⁻⁷	< 1,3.10 ⁻⁶	0,06	< 8,9.10 ⁻⁶	6,7.10 ⁻⁸	3,1.10 ⁻³	7,6.10 ⁻²	7 599	29,3	1,5.10 ⁻⁴	1,1.10 ⁻³	1,0.10 ⁻³		1,0.10 ⁻²	1,7.10 ⁻⁴
September	< 4,1.10 ⁻⁸	< 5,0.10 ⁻⁷	< 1,0.10 ⁻⁷	1,4.10 ⁻⁶	0,01	< 3,3.10 ⁻⁶	< 4,2.10 ⁻⁷	9,1.10 ⁻⁴	7,0.10 ⁻²	7 040	22,2	6,0.10 ⁻⁵	8,2.10 ⁻⁴	4,4.10 ⁻⁴	7,5.10 ⁻³	8,3.10 ⁻⁴	7,0.10 ⁻⁵
Oktober	< 6,9.10 ⁻⁸	< 2,6.10 ⁻⁷	< 1,3.10 ⁻⁷	1,2.10 ⁻⁶	0,01	< 3,2.10 ⁻⁶	< 5,3.10 ⁻⁷	2,6.10 ⁻³	6,4.10 ⁻²	6 369	5,5	< 2,1.10 ⁻⁴	1,0.10 ⁻²	1,5.10 ⁻³	1,5.10 ⁻²	1,9.10 ⁻³	2,5.10 ⁻⁴
November	< 5,5.10 ⁻⁸	< 2,4.10 ⁻⁷	< 1,3.10 ⁻⁷	< 6,2.10 ⁻⁷	0,72	< 3,7.10 ⁻⁶	< 1,1.10 ⁻⁶	2,1.10 ⁻³	5,7.10 ⁻²	5 626	8,2	2,0.10 ⁻⁴	1,1.10 ⁻³	1,4.10 ⁻³	4,2.10 ⁻³	1,9.10 ⁻³	2,2.10 ⁻⁴
Dezember	< 8,0.10 ⁻⁸	< 5,0.10 ⁻⁷	< 2,5.10 ⁻⁷	< 1,3.10 ⁻⁶	0,01	< 4,5.10 ⁻⁶	< 4,6.10 ⁻⁷	4,3.10 ⁻³	7,8.10 ⁻²	7 800	19,6	3,1.10 ⁻⁴	4,0.10 ⁻³	2,2.10 ⁻³	1,9.10 ⁻²	3,3.10 ⁻³	3,6.10 ⁻⁴
S u m m e	< 4,8.10 ⁻⁶	< 1,9.10 ⁻⁵	< 3,6.10 ⁻⁵	< 1,0.10 ⁻⁴	1,88	< 9,1.10 ⁻⁵	< 2,6.10 ⁻⁶	4,4.10 ⁻²	0,81	78 774	192,1	2,1.10 ⁻³	3,3.10 ⁻²	1,3.10 ⁻²	7,4.10 ⁻²	2,7.10 ⁻²	2,3.10 ⁻³
nach Abluftplan zul. Jahreswert			2,5.10 ⁻⁵	7.10 ⁻³	30	2.10 ⁻⁴	3.10 ⁻⁴	0,15	2 000	120 000	1 000						5.10 ⁻²
Vorjahreswert			3,7.10 ⁻⁷	5,7.10 ⁻⁵	12,94	< 2.10 ⁻⁴		4,2.10 ⁻²		82 871	169,81	3,4.10 ⁻³					3,4.10 ⁻³

Tab. 3/11 Fortsetzung

Anlage	IMF I		IMF III		IHCh				IRCh						
	A	B	A	B	C	¹²⁹ J	¹³¹ J	J	A	B	C	¹³¹ J	¹³² J	¹³³ J	J
nach Abluftplan zul. Monatswert	2 · 10 ⁻⁶		4 · 10 ⁻⁶		100			1 · 10 ⁻³	1 · 10 ⁻⁶	1 · 10 ⁻⁴	15				2 · 10 ⁻⁴
Januar			1,7 · 10 ⁻⁷			< 4,8 · 10 ⁻⁶	< 1,0 · 10 ⁻⁵	< 2,8 · 10 ⁻⁵				< 4,0 · 10 ⁻⁷			< 4,0 · 10 ⁻⁷
Februar					7,3	< 2,2 · 10 ⁻⁵	< 1,0 · 10 ⁻⁵	< 9,3 · 10 ⁻⁵	< 3,6 · 10 ⁻⁷	4,8 · 10 ⁻⁶		4,4 · 10 ⁻⁶	1,5 · 10 ⁻⁶		4,4 · 10 ⁻⁶
März					16,6	2,6 · 10 ⁻⁵	< 1,3 · 10 ⁻⁵	< 1,1 · 10 ⁻⁴	< 4,7 · 10 ⁻⁷	< 1,4 · 10 ⁻⁶	0,1	1,1 · 10 ⁻⁵		6,0 · 10 ⁻⁶	1,1 · 10 ⁻⁵
April						< 6,6 · 10 ⁻⁶	1,1 · 10 ⁻⁵	< 3,6 · 10 ⁻⁵	< 7,2 · 10 ⁻⁸	< 7,4 · 10 ⁻⁷	3,3	4,4 · 10 ⁻⁵			4,4 · 10 ⁻⁵
Mai			< 1,1 · 10 ⁻⁸	< 4,7 · 10 ⁻⁷		< 4,1 · 10 ⁻⁶	< 1,0 · 10 ⁻⁵	< 2,6 · 10 ⁻⁵	< 6,4 · 10 ⁻⁸	< 3,8 · 10 ⁻⁷	2,3	4,6 · 10 ⁻⁵			4,6 · 10 ⁻⁵
Juni	< 1,1 · 10 ⁻⁷	< 2,4 · 10 ⁻⁷	< 4,5 · 10 ⁻¹⁰	< 1,8 · 10 ⁻⁹		< 4,8 · 10 ⁻⁶	< 1,3 · 10 ⁻⁵	< 3,1 · 10 ⁻⁵	< 2,7 · 10 ⁻⁷	< 1,0 · 10 ⁻⁶	2,3	8,9 · 10 ⁻⁵			8,9 · 10 ⁻⁵
Juli	< 6,1 · 10 ⁻⁷	< 1,2 · 10 ⁻⁶	< 4,7 · 10 ⁻¹⁰	< 2,1 · 10 ⁻⁹		< 5,6 · 10 ⁻⁶	< 2,4 · 10 ⁻⁵	< 4,5 · 10 ⁻⁵	< 2,5 · 10 ⁻⁷	< 6,1 · 10 ⁻⁷	0,1	2,9 · 10 ⁻⁶			2,9 · 10 ⁻⁶
August	< 3,2 · 10 ⁻⁷	< 7,7 · 10 ⁻⁷	< 4,7 · 10 ⁻⁸	< 1,3 · 10 ⁻⁷		< 4,1 · 10 ⁻⁶	< 1,3 · 10 ⁻⁵	< 2,9 · 10 ⁻⁵	< 2,1 · 10 ⁻⁷	< 6,5 · 10 ⁻⁷	24,2	5,4 · 10 ⁻⁵		6,1 · 10 ⁻⁵	5,5 · 10 ⁻⁵
September	< 8,9 · 10 ⁻⁸	< 5,7 · 10 ⁻⁷	< 4,2 · 10 ⁻⁸	< 4,4 · 10 ⁻⁷		< 3,9 · 10 ⁻⁶	< 1,0 · 10 ⁻⁵	< 2,5 · 10 ⁻⁵	< 3,2 · 10 ⁻⁸	< 9,8 · 10 ⁻⁷	0,3	4,6 · 10 ⁻⁵	6,0 · 10 ⁻⁵		4,6 · 10 ⁻⁵
Oktober	< 1,5 · 10 ⁻⁷	< 3,6 · 10 ⁻⁷	< 5,4 · 10 ⁻⁸	< 1,5 · 10 ⁻⁷		< 4,4 · 10 ⁻⁶	< 1,0 · 10 ⁻⁵	< 2,7 · 10 ⁻⁵	< 1,2 · 10 ⁻⁸	4,5 · 10 ⁻⁶	2,0	1,3 · 10 ⁻⁴	2,6 · 10 ⁻⁴	3,9 · 10 ⁻⁵	1,3 · 10 ⁻⁴
November	< 1,2 · 10 ⁻⁷	< 4,7 · 10 ⁻⁷	< 6,9 · 10 ⁻⁸	< 1,7 · 10 ⁻⁷	24,4	4,4 · 10 ⁻⁵	< 1,0 · 10 ⁻⁵	1,8 · 10 ⁻⁴	< 1,2 · 10 ⁻⁸	1,1 · 10 ⁻⁶	2,6	2,2 · 10 ⁻⁴	8,3 · 10 ⁻³		2,3 · 10 ⁻⁴
Dezember	< 1,1 · 10 ⁻⁷	< 6,0 · 10 ⁻⁷	< 1,4 · 10 ⁻⁷	< 4,0 · 10 ⁻⁷		2,8 · 10 ⁻⁵	< 1,4 · 10 ⁻⁵	1,2 · 10 ⁻⁴	< 1,1 · 10 ⁻⁷	3,3 · 10 ⁻⁶	0,1	3,9 · 10 ⁻⁵			3,9 · 10 ⁻⁵
S u m m e	< 1,5 · 10 ⁻⁶	< 4,2 · 10 ⁻⁶	< 5,3 · 10 ⁻⁷	< 1,8 · 10 ⁻⁶	48,3	< 1,6 · 10 ⁻⁴	< 1,5 · 10 ⁻⁴	7,5 · 10 ⁻⁴	< 1,9 · 10 ⁻⁶	< 1,9 · 10 ⁻⁵	37,3	6,9 · 10 ⁻⁴	8,6 · 10 ⁻³	1,1 · 10 ⁻⁴	7,0 · 10 ⁻⁴
nach Abluftplan zul. Jahreswert	1,6 · 10 ⁻⁵		3 · 10 ⁻⁵		800			1 · 10 ⁻²	1 · 10 ⁻⁵	1 · 10 ⁻³	90				2 · 10 ⁻³
Vorjahreswert	1,2 · 10 ⁻⁷				83,9	2 · 10 ⁻³	1,2 · 10 ⁻⁴	7,3 · 10 ⁻³			< 7,2 · 10 ⁻²	< 1,2 · 10 ⁻⁶	2,1 · 10 ⁻²	1,2 · 10 ⁻³	< 3 · 10 ⁻⁵

Tab. 3/11 Fortsetzung

Anlage	KNK		TU		ISTL	LAF II	Zyklotron				IK / ITP		RBT/Z			
Nuklid	B	C	A	B	C	¹³¹ J	C	¹²³ J	¹²⁴ J	J	¹²⁹ J	J	A	B	C	¹³¹ J
nach Abluftplan zul. Monatswert	1,5 · 10 ⁻²	2 000	4 · 10 ⁻⁶	2 · 10 ⁻³	3 · 10 ⁻²	4 · 10 ⁻⁵	100			2 · 10 ⁻⁵		2,7 · 10 ⁻⁵	1 · 10 ⁻⁴	5 · 10 ⁻²	500	1 · 10 ⁻³
Januar	1,0 · 10 ⁻⁴	20		4,0 · 10 ⁻⁷	5,0 · 10 ⁻⁸	2,6 · 10 ⁻⁶	< 4,0	4,7 · 10 ⁻⁷	< 3,5 · 10 ⁻⁹	< 1,9 · 10 ⁻⁹						
Februar	1,0 · 10 ⁻⁴	20		7,0 · 10 ⁻⁷	5,0 · 10 ⁻⁸	2,7 · 10 ⁻⁶	19,2	8,9 · 10 ⁻⁸	< 1,2 · 10 ⁻⁹	< 6,2 · 10 ⁻¹⁰						
März	1,0 · 10 ⁻⁴	20		6,0 · 10 ⁻⁷		2,3 · 10 ⁻⁶	< 10,2	9,5 · 10 ⁻⁸	< 1,2 · 10 ⁻⁹	< 6,2 · 10 ⁻¹⁰				6,0 · 10 ⁻⁵		
April	1,0 · 10 ⁻⁴	20		1,1 · 10 ⁻⁶		2,4 · 10 ⁻⁶	< 4,7	6,0 · 10 ⁻⁹	< 4,0 · 10 ⁻¹⁰	< 2,0 · 10 ⁻¹⁰				2,0 · 10 ⁻³		
Mai	1,0 · 10 ⁻⁴	20		8,0 · 10 ⁻⁷		2,4 · 10 ⁻⁶	< 15,3	2,5 · 10 ⁻⁷	< 1,7 · 10 ⁻⁹	< 8,9 · 10 ⁻¹⁰			< 4,9 · 10 ⁻¹⁰	1,5 · 10 ⁻³		< 2,6 · 10 ⁻⁶
Juni	1,0 · 10 ⁻⁴	20		8,0 · 10 ⁻⁷	2,0 · 10 ⁻⁸	1,3 · 10 ⁻⁵	< 7,9	5,0 · 10 ⁻⁸	< 2,2 · 10 ⁻⁹	< 1,1 · 10 ⁻⁹	3,2 · 10 ⁻⁶	1,2 · 10 ⁻⁵	< 4,2 · 10 ⁻⁷	1,2 · 10 ⁻³		< 3,0 · 10 ⁻⁶
Juli	1,0 · 10 ⁻⁴	20	1,0 · 10 ⁻⁸	5,0 · 10 ⁻⁷		1,1 · 10 ⁻⁴	< 4,9	7,5 · 10 ⁻⁸	< 1,6 · 10 ⁻⁹	< 8,1 · 10 ⁻¹⁰			< 5,5 · 10 ⁻⁷	3,9 · 10 ⁻⁴		< 2,2 · 10 ⁻⁶
August	1,0 · 10 ⁻⁴	20		1,8 · 10 ⁻⁶		< 8,9 · 10 ⁻⁶	< 10,3	1,3 · 10 ⁻⁷	3,0 · 10 ⁻⁹	1,5 · 10 ⁻⁹			< 3,8 · 10 ⁻⁷	3,8 · 10 ⁻⁴		< 6,8 · 10 ⁻⁶
September	1,0 · 10 ⁻⁴	20		3,0 · 10 ⁻⁶		< 3,6 · 10 ⁻⁶	< 6,9	2,3 · 10 ⁻⁷		3,9 · 10 ⁻¹¹			< 2,7 · 10 ⁻⁷	2,4 · 10 ⁻⁴		< 2,5 · 10 ⁻⁶
Oktober	1,0 · 10 ⁻⁴	20		3,0 · 10 ⁻⁷		< 1,0 · 10 ⁻⁵	< 20,0	1,4 · 10 ⁻⁷		2,4 · 10 ⁻¹¹	3,1 · 10 ⁻⁶	1,2 · 10 ⁻⁵	< 2,6 · 10 ⁻⁷	2,5 · 10 ⁻⁴	0,2	< 2,4 · 10 ⁻⁶
November	< 1,0 · 10 ⁻⁴	14	1,4 · 10 ⁻⁸	5,0 · 10 ⁻⁷	2,0 · 10 ⁻⁸	< 4,1 · 10 ⁻⁶	< 16,6	1,3 · 10 ⁻⁷		2,2 · 10 ⁻¹¹			< 2,1 · 10 ⁻⁷	< 7,0 · 10 ⁻⁷		< 3,6 · 10 ⁻⁶
Dezember	< 1,0 · 10 ⁻⁴	14	9,0 · 10 ⁻⁹	2,0 · 10 ⁻⁷	2,0 · 10 ⁻⁸	< 9,7 · 10 ⁻⁶	16,2	6,0 · 10 ⁻⁸		1,0 · 10 ⁻¹¹			< 3,5 · 10 ⁻⁷	2,6 · 10 ⁻⁶		< 9,0 · 10 ⁻⁶
S u m m e	1,2 · 10 ⁻³	228	3,3 · 10 ⁻⁸	1,1 · 10 ⁻⁵	1,6 · 10 ⁻⁷	< 1,7 · 10 ⁻⁴	< 136,2	1,7 · 10 ⁻⁶	1,5 · 10 ⁻⁸	7,7 · 10 ⁻⁹	6,3 · 10 ⁻⁶	2,4 · 10 ⁻⁵	< 2,4 · 10 ⁻⁶	6,0 · 10 ⁻³	0,2	< 3,2 · 10 ⁻⁵
nach Abluftplan zul. Jahreswert	0,15	8 000	3 · 10 ⁻⁵	1 · 10 ⁻²	6 · 10 ⁻²	4 · 10 ⁻⁴	500			2 · 10 ⁻⁴		2,7 · 10 ⁻⁴	8 · 10 ⁻⁴	0,4	1 000	1 · 10 ⁻²
Vorjahreswert		< 240				1,3 · 10 ⁻⁵	158,8				1,4 · 10 ⁻⁶	6,4 · 10 ⁻⁶				

Tab. 3/11 Fortsetzung

Anlage	RBT/IT					MZFR				WAK							
	Nuklid	A	B	C	³ H	¹³¹ I	B	C	³ H	¹³¹ I	A	B	⁹⁰ Sr	³ H	⁸⁵ Kr	¹²⁹ I	J
nach Abluftplan zul. Monatswert	3 · 10 ⁻⁶	2,1 · 10 ⁻⁵	1	0,3	1,5 · 10 ⁻⁵	1,5 · 10 ⁻²	300	500	5 · 10 ⁻³	2 · 10 ⁻³	0,5		200	45 000			4 · 10 ⁻³
Januar	1,1 · 10 ⁻⁹		5,5 · 10 ⁻⁶	5,2 · 10 ⁻²	2,2 · 10 ⁻⁶	7,0 · 10 ⁻⁶	47,9	47,3		2,7 · 10 ⁻⁴	2,5 · 10 ⁻²	3,8 · 10 ⁻³	17,9	13 900	2,6 · 10 ⁻⁴		9,8 · 10 ⁻⁴
Februar	4,1 · 10 ⁻¹⁰		4,6 · 10 ⁻⁶	4,3 · 10 ⁻²	2,0 · 10 ⁻⁶	5,0 · 10 ⁻⁶	28,7	26,8	3,5 · 10 ⁻⁵	1,0 · 10 ⁻⁴	1,0 · 10 ⁻³	1,5 · 10 ⁻⁴	10,8	5 300	1,8 · 10 ⁻⁴		6,8 · 10 ⁻⁴
März	< 5,3 · 10 ⁻⁷	< 8,5 · 10 ⁻⁷	5,5 · 10 ⁻⁶	5,2 · 10 ⁻²	< 3,3 · 10 ⁻⁶	2,8 · 10 ⁻⁵	21,3	49,5		5,4 · 10 ⁻⁴	1,7 · 10 ⁻²	1,2 · 10 ⁻³	9,3	9 130	1,1 · 10 ⁻⁴		4,2 · 10 ⁻⁴
April	< 7,1 · 10 ⁻⁸	< 1,0 · 10 ⁻⁷	3,9 · 10 ⁻⁶	3,0 · 10 ⁻²	< 1,6 · 10 ⁻⁶	2,8 · 10 ⁻⁵	21,3	49,5		5,8 · 10 ⁻⁴	5,4 · 10 ⁻²	2,7 · 10 ⁻³	27,5	14 100	1,5 · 10 ⁻⁴		5,7 · 10 ⁻⁴
Mai	2,6 · 10 ⁻⁸	< 4,0 · 10 ⁻¹²	4,1 · 10 ⁻⁶	3,9 · 10 ⁻²	< 1,6 · 10 ⁻⁶	9,5 · 10 ⁻⁵	44,3	36,5		1,3 · 10 ⁻⁴	2,6 · 10 ⁻³	1,6 · 10 ⁻⁴	31,0	19 800	1,8 · 10 ⁻⁴		6,8 · 10 ⁻⁴
Juni	< 1,1 · 10 ⁻⁸	< 1,0 · 10 ⁻⁸	6,0 · 10 ⁻⁶	5,6 · 10 ⁻²	< 2,8 · 10 ⁻⁶	1,1 · 10 ⁻⁴	24,8	40,7		3,8 · 10 ⁻⁴	3,2 · 10 ⁻²	2,9 · 10 ⁻³	18,6	9 020	9,0 · 10 ⁻⁵		3,4 · 10 ⁻⁴
Juli	< 3,1 · 10 ⁻⁸	< 3,1 · 10 ⁻⁸	3,7 · 10 ⁻⁶	3,6 · 10 ⁻²	< 1,6 · 10 ⁻⁶	1,1 · 10 ⁻⁴	26,0	39,7		2,1 · 10 ⁻⁵	7,0 · 10 ⁻⁴	2,8 · 10 ⁻⁵	1,3		9,9 · 10 ⁻⁵		3,8 · 10 ⁻⁴
August	< 7,3 · 10 ⁻⁸	< 2,3 · 10 ⁻⁷	6,9 · 10 ⁻⁶	6,5 · 10 ⁻²	< 2,0 · 10 ⁻⁶	1,4 · 10 ⁻⁴	36,7	38,6		7,4 · 10 ⁻⁵	7,4 · 10 ⁻³	7,4 · 10 ⁻⁵	1,4		2,2 · 10 ⁻⁴		8,3 · 10 ⁻⁴
September	< 2,2 · 10 ⁻⁷	< 1,0 · 10 ⁻⁶	5,5 · 10 ⁻⁶	5,2 · 10 ⁻²	< 1,5 · 10 ⁻⁶	4,4 · 10 ⁻⁵	5,6	140,8		1,3 · 10 ⁻⁴	4,2 · 10 ⁻²	8,8 · 10 ⁻⁴	1,5		1,3 · 10 ⁻⁴		4,9 · 10 ⁻⁴
Oktober	< 3,1 · 10 ⁻⁷	< 1,2 · 10 ⁻⁶	6,0 · 10 ⁻⁶	5,6 · 10 ⁻²	< 1,7 · 10 ⁻⁶	4,1 · 10 ⁻⁵	16,4	124,5		1,5 · 10 ⁻⁴	7,7 · 10 ⁻³	3,6 · 10 ⁻⁴	4,9	4 450	1,1 · 10 ⁻⁴		4,2 · 10 ⁻⁴
November	< 2,6 · 10 ⁻⁷	< 8,8 · 10 ⁻⁷	5,0 · 10 ⁻⁶	4,7 · 10 ⁻²	< 1,5 · 10 ⁻⁶	3,8 · 10 ⁻⁵	18,7	176,8	1,4 · 10 ⁻⁵	1,6 · 10 ⁻⁴	5,8 · 10 ⁻²	5,3 · 10 ⁻³	38,0	19 500	3,0 · 10 ⁻⁴		1,1 · 10 ⁻³
Dezember	< 4,7 · 10 ⁻⁷	< 1,4 · 10 ⁻⁶	5,0 · 10 ⁻⁶	4,7 · 10 ⁻²	< 2,2 · 10 ⁻⁶	1,6 · 10 ⁻⁵	24,6	246,3		3,7 · 10 ⁻⁴	3,6 · 10 ⁻²	2,7 · 10 ⁻³	27,6	19 600	3,4 · 10 ⁻⁴		1,3 · 10 ⁻³
S u m m e	< 2,0 · 10 ⁻⁶	< 5,7 · 10 ⁻⁶	6,2 · 10 ⁻⁵	0,6	< 2,4 · 10 ⁻⁵	6,6 · 10 ⁻⁴	316,3	1 017	4,9 · 10 ⁻⁵	2,9 · 10 ⁻³	0,3	2,0 · 10 ⁻²	189,8	114 800	2,2 · 10 ⁻³		8,2 · 10 ⁻³
nach Abluftplan zul. Jahreswert	3 · 10 ⁻⁵	2,1 · 10 ⁻⁴	12	3	1,5 · 10 ⁻⁴	0,15	3 000	4 000	5 · 10 ⁻²	1 · 10 ⁻²	2	0,3	1 000	350 000			4 · 10 ⁻²
Vorjahreswert	-	-	-	1,2	1,5 · 10 ⁻⁴	-	985,4	702,9	-	3,0 · 10 ⁻³	0,1			85 660	3,0 · 10 ⁻³		1,0 · 10 ⁻²

Tab. 3/11 Fortsetzung

3.3.1.2 Radioaktivität auf den Dächern der Anlagen des Kernforschungszentrums

L.A. König, H. Schüler, W. Tachlinski

Zur Untersuchung der Auswirkung der Ableitung radioaktiver Aerosole auf die Umgebung wurden auf verschiedenen Dächern bzw. in Dachrinnen im Kernforschungszentrum Schmutzproben genommen. Je nach der Beschaffenheit der Dächer fielen dabei Proben unterschiedlicher Qualität an. In Tab. 3/14 sind Ergebnisse von zwei Probenahmeserien zusammengestellt. Die höchste β -Bruttoaktivität (1700 pCi/g Tr.) wurden im Bereich des Abfalllagers gefunden, die höchste α -Bruttoaktivität (470 pCi/g Tr.) auf dem Dach von Geb. 321.

In Tab. 3/15 sind für vier der im Oktober 1977 genommenen Proben die Ergebnisse der von ASS/GM durchgeführten γ -spektroskopischen Untersuchung zusammengestellt.

Probenahmeort	Probe Nr.	Bruttoaktivität in pCi/g Tr.	
		α	β
		Oktober 1977	
Verschiedene Dächer im Bereich des Lagers für radioaktive Abfälle, Geb. Nrn. 531 - 535	1	75	900
	2	27	810
	3	29	960
	4	17	590
	5	30	1100
	6	29	1200
	7	37	1200
	8	47	1700
	9	29	1000
	10	20	1200
	11	41	960
	12	41	1000
	13	76	660
	14	54	630
	15	10	220
	16	17	360
	17	300	900
	18	100	510
	19	21	450
	20	34	910
	21	28	910
Dezember 1977			
Geb. 321		470	670
341		16	280
342		40	450
351		52	420
521		27	710
605 und 609		32	340
" " "		49	210
B 722		30	580
"		23	650

Tab. 3/14 Ergebnisse der α - und β -Bruttoaktivitätsmessungen

Nuklid	Probennummer			
	6	8	9	14
Aktivität in pCi/g Tr.				
⁷ Be	-	58	-	-
⁶⁰ Co	3,4	7,9	7,2	10
⁹⁵ Nb	14	10,5	11	20
⁹⁵ Zr	9,5	4,2	5,9	8,5
¹⁰³ Ru	3,5	4,6		1,6
¹⁰⁶ Ru/Rh	356	374	278	186
¹²⁵ Sb	236	100	69	30
¹³⁴ Cs	22	118	45	17
¹³⁷ Cs	246	1040	469	221
¹⁴¹ Ce	3,9	3,1	1,7	2,8
¹⁴⁴ Ce	29	34	35	62

Tab. 3/15 Bei der γ -spektroskopischen Untersuchung identifizierte Radionuklide

Die radiochemische Untersuchung von zwei der Proben auf Plutonium und Strontium durch ASS/Ch ergab die in Tab. 3/16 zusammengestellten Ergebnisse. In den ausgewählten Proben macht der Plutoniumanteil die Hälfte der α -Aktivität aus, während der ⁹⁰Sr-Anteil ca. 3 % der β -Bruttoaktivität beträgt.

Probe Nr.	Aktivität in pCi/g Tr.		
	²³⁸ Pu	²³⁹⁺²⁴⁰ Pu	⁹⁰ Sr
1	26	18	3
18	36	18	16

Tab. 3/16 Ergebnisse der radiochemischen Untersuchung von zwei der Proben auf Plutonium und Strontium

Interessant ist der Vergleich der im Kernforschungszentrum gewonnenen Meßwerte mit Nullpegelmeßwerten aus Orten in größerem Abstand vom Kernforschungszentrum, der in Tab. 3/17 gegeben wird. Danach liegt die α -Aktivität etwa für die Hälfte der Proben aus dem Kernforschungszentrum deutlich oberhalb der maximalen Referenzproben, während die β -Bruttoaktivität in allen Fällen erheblich höher liegt.

Ort		Jöhlingen	Kandel	Minfeld	Neuthard
Bruttoaktivität in pCi/g Tr.	α	26; 28	24	30	15
	β	85; 134	64	80	38

Tab. 3/17 Ergebnisse von Nullpegelmessungen von Dachrinnenschmutzproben

Die ersten Ergebnisse der noch nicht abgeschlossenen Untersuchungen zeigen also, daß die zugelassenen Ableitungen von Aerosolen zu nachweisbaren Ablagerungen auf den Dächern führen. Diese Ablagerungen stellen vom Standpunkt des Strahlenschutzes aus gesehen keinerlei Gefährdung dar: Rechnet man mit einem Luftstaubgehalt von $10 \mu\text{g}/\text{m}^3$, so inhalieren die Beschäftigten des Kernforschungszentrums pro Jahr maximal 20 mg Staub. Bei einer spezifischen Aktivität von 1 nCi/g erhält man somit eine Inhalation von 20 pCi/a. Diese Abschätzung ist konservativ, da sie nicht berücksichtigt, daß der Aufenthalt in Räumen zu einer Verminderung der Lungenbelastung mit Staub führt.

3.3.2 Abwasserüberwachung

M. Winter, H. Schüler

Die Überwachung der radioaktiven Abwässer wird von der Abteilung Strahlenschutz und Sicherheit des KfK im Rahmen der ihr vom Innenministerium des Landes Baden-Württemberg erteilten wasserrechtlichen Erlaubnis durchgeführt. Das durch diese Erlaubnis vorgegebene Überwachungskonzept behandelt die zahlreichen kerntechnischen Anlagen des Kernforschungszentrums Karlsruhe als ein Ganzes. Dies ist auch sinnvoll, da sich alle kerntechnischen Anlagen und Institute des KFZK, einschließlich der WAK, der selben Service-Einrichtungen des KfK (Dekontaminationsbetriebe, Kläranlage, Abwasser- und Umgebungsüberwachung durch die Abteilung Strahlenschutz und Sicherheit) bedienen.

Am Kernforschungszentrum Karlsruhe fielen 1977 insgesamt $4,5 \cdot 10^5 \text{ m}^3$ 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 Wiederaufarbeitungsanlage und aus den häuslichen Abwässern. Regenerier- und Fäkalabwässer sind als "aktivitätsfrei" anzusehen und werden deshalb der Kläranlage ohne vorangehende Aktivitätskontrollmessung zugeführt. Abb. 3/4 zeigt ein vereinfachtes Flußschema der Abwässer des Kernforschungszentrums. Die Kühlwässer fließen zusammen mit dem Regenwasser in den unmittelbar an das KFZK angrenzenden Hirschkanal, dessen Aktivitätskonzentration durch kontinuierliche Probenahme überwacht wird (siehe Kap. 3.4.2).

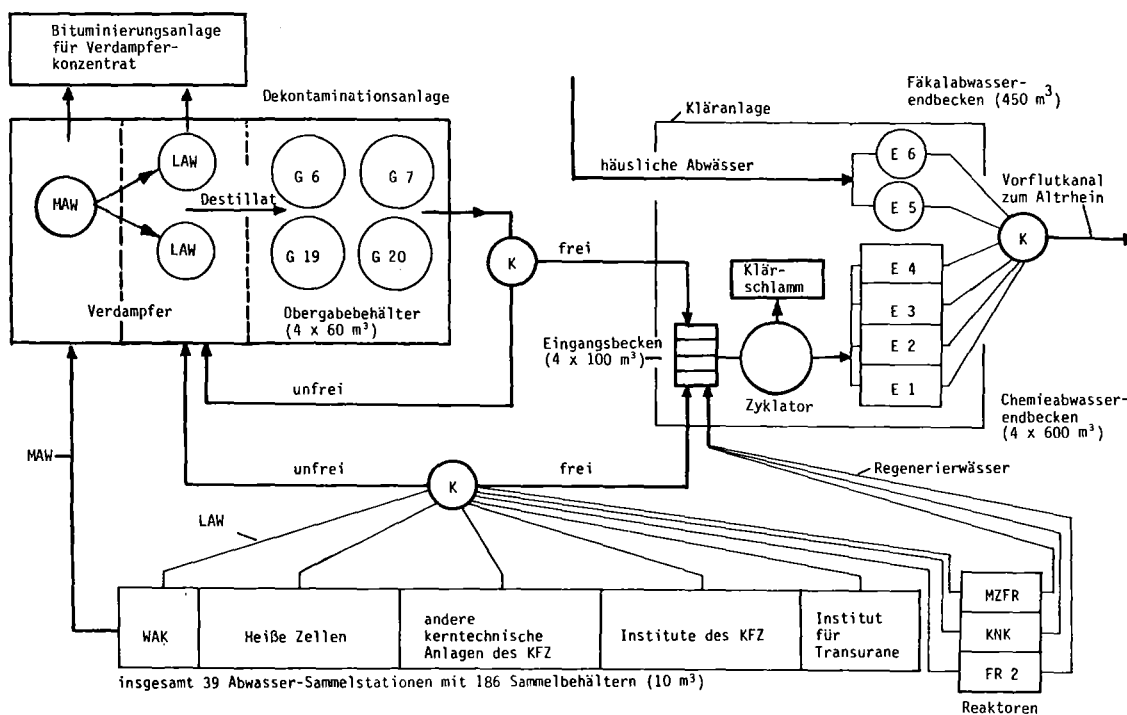


Abb. 3/4: Vereinfachtes Flußschema der Abwässer des Kernforschungszentrums Karlsruhe

(K) Kontrollmessung der Radioaktivitätskonzentration durch das Abwasserlabor
 LAW: Leichtaktive Abwässer MAW: Mittelaktive Abwässer

Die im Kernforschungszentrum anfallenden Chemieabwässer - Sammelbegriff für mehr oder weniger radioaktive Labor- und Prozeßabwässer - lassen sich hinsichtlich ihrer Aktivitätskonzentration in 2 Klassen einteilen: in "leichtaktive" Abwässer (LAW) mit Konzentrationen bis zu maximal 10^{-1} Ci/m³ und "mittelaktive" Abwässer (MAW) mit Konzentrationen bis zu 10^3 Ci/m³. Geringe Mengen "hochaktiver" Abwässer mit Konzentrationen $> 10^3$ Ci/m³ werden bei der WAK bis zu einer späteren Verfestigung zwischengelagert. 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 leichtaktiven oder als leichtaktiv eingeschätzten Chemieabwässer werden zunächst in 39 Abwasserstationen mit 186 Abwassertanks gesammelt (siehe Abb. 3/4). Erst die vom Abwasserlabor der Abteilung Strahlenschutz und Sicherheit durchgeführten Kontrollmessungen entscheiden über die Freigabe dieser Abwässer im Sinne der geltenden wasserrechtlichen Erlaubnis. Danach "unfreie" Abwässer werden mit abgeschirmten Tankfahrzeugen zu den LAW-Verdampfern der Dekontaminationsanlage gebracht, in die auch die Destillate des MAW-Verdampfers überführt werden. Die relativ kleinen Mengen der MAW- und LAW-Verdampferkonzentrate, welche die angereicherte Abwasserradioaktivität enthalten, gelangen in die Bituminierungs- oder in die Zementierungsanlage, wo sie in eine endlagerungsfähige Form überführt werden.

Leichtaktive Chemieabwässer, die sich aufgrund der Kontrollmessung als "frei" erwiesen haben und die "freien" Destillate der Dekontaminationsanlage sowie die Regenerierabwässer gelangen über das Kanalisationsnetz von den Abwassersammelstationen direkt in die Eingangsbecken (siehe Abb. 3/4) der Kläranlage und schließlich in die 4 Endpufferbecken für Chemieabwässer mit je 600 m³ Fassungsvermögen. Die häuslichen Abwässer werden in die 2 Endpufferbecken für Fäkalabwässer mit je 450 m³ Inhalt eingeleitet. Vor der Ableitung aller Abwässer in den Vorfluter erfolgt eine Endkontrollmessung im Sinne einer Entscheidungsmessung über die Freigabe. Über einen 2,9 km langen Rohrkanal gelangen die Abwässer in einen als Vorfluter dienenden Altrheinarm, ehe sie - über eine Distanz von 23,6 km gemischt mit Oberflächenwasser - den Rhein erreichen. Die Überwachung der mit dem Abwasser abgeleiteten Restradioaktivität wird durch Maßnahmen der Umgebungsüberwachung ergänzt (siehe Kap. 3.4.2).

Zur Überwachung der Chemieabwässer aus den einzelnen Sammelstationen waren 1977 insgesamt 11 640 Proben zu untersuchen, um im Sinne der geltenden wasserrechtlichen Bestimmungen über ihre Freigabe zu entscheiden. Rund 5 % dieser Proben erwiesen sich als "unfrei".

Außerdem waren entsprechend der Zahl der 1977 insgesamt abgeleiteten Endbeckenfüllungen 797 Endkontrollmessungen durchzuführen. Ungeachtet der für das KFZK geltenden speziellen wasserrechtlichen Bestimmungen waren zusätzlich aufgrund einer Auflage des MAGS Baden-Württemberg die vom Länderausschuß für Atomkernenergie am 8.10.1974 verabschiedeten "Regeln für Messung und Kontrolle von Ableitungen radioaktiver Wässer aus Kernkraftwerken" (siehe Bundesgesundheitsblatt 16 (1973), S. 230) anzuwenden. Diese Regeln verlangen nuklidspezifische Aktivitätsbestimmungen durch Analyse von Wochen- und Monatsmischproben, die mengenproportional aus Teilmengen der einzelnen abgeleiteten Abwasserchargen herzustellen sind.

Die Endbecken-Einzelproben und die 64 Wochen- und Monatsmischproben erhöhen die Gesamtzahl der ausgemessenen Abwasserproben auf 12 501. Diese Zahl liegt um 14,8 % unter der Probenzahl für 1976. Abb. 3/5 zeigt die Entwicklung der jährlich untersuchten Abwasserprobenzahl seit 1964.

Wegen der hohen Betriebskosten zur Dekontamination unfreier Abwässer (1977: ca. 500 DM/m³ für LAW und ca. 5 000 DM/m³ für MAW) besteht die Aufgabe der Abwasserüberwachung nicht nur darin, die Einhaltung zulässiger Konzentrationen zu kontrollieren, sondern auch in dem Bemühen, die Freigabemöglichkeiten der geltenden wasserrechtlichen Erlaubnis durch Nuklididentifizierungen, falls möglich, zu nutzen. 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 die Zeit begrenzt, innerhalb der 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.

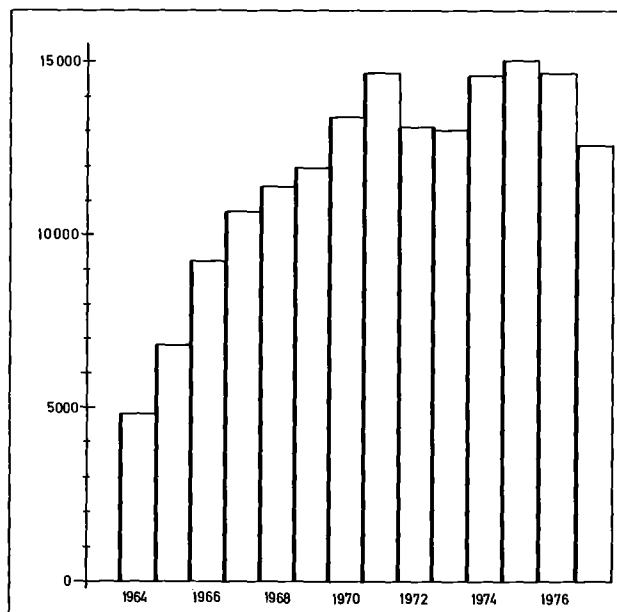


Abb. 3/5 Jährliche Anzahl der untersuchten Abwasserproben

Eine Übersicht über die 1977 im Abwasserlabor durchgeführten Einzelmessungen und über die Herkunft der Proben gibt Tab. 3/18. Der Jahressumme von rund 16 800 Proben stehen rund 43 000 Einzelmessungen gegenüber, die entweder zum Freigabeentscheid oder zum Erhalt der gewünschten Informationen erforderlich waren. Im Mittel waren 1977 im Abwasserlabor arbeitstäglich 67 Proben auszumessen bzw. 173 Einzelmessungen durchzuführen.

Art der Proben	Zahl der Proben 1977	Zahl der durchgeführten Messungen						Summe der Einzelmessungen
		α	β	^3H	α -Spektr.	γ -Spektr.	β -Energiebestimmung	
Abwasser	12 501	12 501	12 501	4 988	280	3 539	1 584	35 393
Schlamm aus Zyklorator und Abwasserstationen	337	337	337	-	-	-	-	674
Wasserproben FR 2 (Kühlkreislauf und Absetzbecken)	466	466	466	466	-	466	-	1 864
Luftfeuchteproben zur Abluftüberwachung (FR 2, "Deko-flüssig" und FERAB)	2 460	167	167	2 627	-	167	167	3 295
Sonderproben (Auftragsmessungen, Zwischenfälle)	992	346	346	623	121	637	2	2 075
J a h r e s s u m m e	16 756	13 817	13 817	8 704	401	4 809	1 753	43 301

Tab. 3/18 Art und Zahl der Proben und der 1977 durchgeführten Einzelmessungen

25 % aller Proben waren keine Abwasserproben. Auch 1977 machten Institute und Abteilungen des KfK 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 des FR 2, der FERAB und der Dekontaminationsanlage für radioaktive Abwässer. Schließlich wurden auch alle Tritiummessungen im Rahmen der Umgebungsüberwachung im Abwasserlabor durchgeführt. Ein erheblicher Teil der in Tab. 3/18 aufgeführten Sonderproben war durch besondere Überwachungsmaßnahmen bei Zwischenfällen bedingt (siehe Kap. 3.4.3).

Die in den 39 Abwassersammelstationen des KfZK 1977 angefallene Gesamtmenge an Chemieabwasser lag mit rund 128 932 m³ (siehe Tab. 3/19) um knapp 7,6 % unter dem Wert für 1976.

Die insgesamt 1977 in den leichtaktiven Chemieabwässern angefallene α -Aktivität hat gegenüber dem Vorjahr um 44 % auf 344 mCi abgenommen, die angefallene β -Aktivität ist um 36 % gesunken und betrug 1977 nur noch rund 7,7 Ci.

Die Verteilung der angefallenen Abwasseraktivität auf die verschiedenen Anlagen und Institute des KfZK zeigt, geordnet nach abnehmender β -Aktivität, Tab. 3/19. Den Hauptbeitrag zur insgesamt in den leichtaktiven Abwässern angefallenen β -Aktivität lieferten 1977 mit 35,1 % die Dekontaminationsbetriebe-Fest, gefolgt vom MZFR mit 28,9 % und der WAK mit 22,1 %. Diese drei Anlagen lieferten damit zusammen 86,1 % der gesamten β -Aktivität bei einem Volumenanteil ihrer Abwässer von nur 4,9 %.

Der Hauptbeitrag zur α -Aktivität der leichtaktiven Abwässer stammte in diesem Jahr ebenfalls von den Dekontaminationsbetrieben-Fest. Er betrug 1977 rund 46 %. Es folgen die WAK mit rund 36 % und - in großem Abstand - die FERAB mit ca. 7,8 %.

Abwassersammelstationen des KfZK	Nachgewiesene α -Aktivität		Nachgewiesene β -Aktivität (ohne ³ H)		Abwassermenge	
	mCi	%	mCi	%	m ³	%
Dekontaminationsbetriebe-Fest	158,7	46,1	2 692,9	35,1	102	< 0,1
MZFR	1,3	0,4	2 217,3	28,9	1 834	1,4
WAK	123,2	35,8	1 693,0	22,1	4 417	3,4
Heiße Zellen	7,6	2,2	514,2	6,7	1 090	0,8
FERAB	26,7	7,8	170,2	2,2	460	0,4
KNK	0,5	0,1	159,4	2,1	184	0,1
FR 2 (3 Stationen)	8,9	2,6	133,5	1,8	2 358	1,8
TU (Geb. 806)	4,1	1,2	36,3	0,5	3	< 0,1
Wäscherei	2,7	0,8	18,4	0,2	8 225	6,4
Restliche Abwasser- sammelstationen	10,3	3,0	27,5	0,4	110 259	85,5
S u m m e	344,0	100	7 662,7	100	128 932	100

Tab. 3/19 Herkunft und Aktivitätsanteil der 1977 im Kernforschungszentrum angefallenen leichtaktiven Abwässer

In Tab. 3/19 wurden nur solche Anlagen oder Institute einzeln aufgeführt, deren Beitrag zur Abwasseraktivität über 0,1 % lag. Daraus ergibt sich, daß 1977 mehr als 97 % sowohl der α -Aktivität als auch der β -Aktivität in nur 11 der insgesamt 39 Abwassersammelstationen des KfZK angefallen sind. Der Mengenanteil der Abwässer von diesen 11 Stationen lag mit 18 673 m³ bei rund 15 % der Gesamtmenge der angefallenen leichtaktiven Abwässer.

Die sich von Jahr zu Jahr stark ändernde Rangfolge der in Tab. 3/19 aufgeführten Abwasseraktivitätsemissionen erlaubt keine verallgemeinernde Aussage über die künftig in den Abwässern zu erwartenden Aktivitätsmengen und damit auch nicht über eine Rangordnung der Überwachungswürdigkeit der einzelnen Abwassersammelstationen. Die zahlreichen im KFZK betriebenen kerntechnischen Anlagen und Institute bilden schon wegen der sehr unterschiedlichen Mengen der in ihnen gehandhabten Radioaktivität ein sehr breites Spektrum, das sich in den sehr unterschiedlichen Abwasseraktivitätsmengen in den einzelnen Sammelstationen widerspiegelt. Darüberhinaus führen Betriebspausen, unterschiedliche Betriebszustände und sich ändernde Aufgaben zu schwer vorhersehbaren Emissionsschwankungen und Änderungen der innerhalb eines Jahres anfallenden Abwasseraktivität auch innerhalb jeder einzelnen Anlage bzw. Abwassersammelstation.

Das umfangreiche Überwachungssystem mit 39 Sammelstationen und mehr als 12 000 Abwasserproben pro Jahr bleibt deshalb auch künftig erforderlich, um einerseits nur solche Abwasserchargen dem Dekontaminationsprozeß zu unterwerfen, deren Aktivitätskonzentration dies notwendig macht, und um andererseits jede unnötige Belastung der Kläranlage durch unkontrollierte Einleitung von Aktivität zu vermeiden.

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 (siehe Tab. 3/20).

Aus dem KFZK abgeleitete Abwassermenge		451 950	
Anzahl der abgeleiteten Endbeckenfüllungen		797	
Aus dem KFZK abgeleitete Abwasseraktivität	Art der Aktivität		Nachgewiesene Aktivität in mCi
	durch Integration der Einzelableitungen ermittelte Aktivität	α	0*
		β ^3H	17 4.10 ⁶
aus mengenproportionalen monatlichen Mischproben ermittelte nuklidspezifische Aktivität	^{89}Sr ^{90}Sr	3,8	
	^{137}Cs	0,5	
	^{238}Pu	0,2	
	^{239}Pu ^{240}Pu	0,2	

*Bei allen 797 Einzelproben lag die spezifische α -Gesamtaktivität unter der Nachweisgrenze von $0,1 \cdot 10^{-7}$ Ci/m³.

Tab. 3/20 1977 aus dem KFZK in den Altrhein bei Leopoldshafen abgeleitete Abwassermenge und Abwasseraktivität

Bei der Aktivitätsüberwachung der Abwassermischungen aus den Endpufferbecken werden auch jene Abwässer mitüberwacht, die a priori als "frei" anzusehen und deshalb vor ihrer Einleitung in die Kläranlage noch keiner Aktivitätskontrollmessung unterworfen worden sind. Es sind dies die sogenannten Regenerierabwässer der Reaktoren und die häuslichen Abwässer (siehe Abb. 3/4).

Die gesamte 1977 aus dem KFZK abgeleitete Abwassermenge nahm gegenüber dem Vorjahr um rund 31 000 m³ ab.

Zur Ermittlung der in Tab. 3/20 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 1977 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 1977 mit rund 17 mCi nur noch 45 % des Vorjahreswertes.

Die Ermittlung der Nuklidzusammensetzung der abgeleiteten Abwässer wurde an mengenproportionalen Monatsmischproben durchgeführt. Der Betrag der abgeleiteten Tritiumaktivität entspricht mit rund 4 000 Ci dem Vorjahreswert. Zur Tritiumgesamtabgabe haben die WAK mit rund 60 % und der MZFR mit rund 30 % beigetragen. Außer den Nukliden ^{89}Sr und ^{90}Sr mit zusammen 22,4 % und ^{137}Cs mit 3,1 % der β -Aktivität konnten in den Monatsmischproben trotz Anreicherung und langen Meßzeiten keine weiteren Einzelnuclide nachgewiesen werden.

Einen Überblick über die Entwicklung der mit den Abwässern des KFZK in den letzten 9 Jahren in den Vorfluter abgeleiteten Radioaktivität gibt Abb. 3/6.

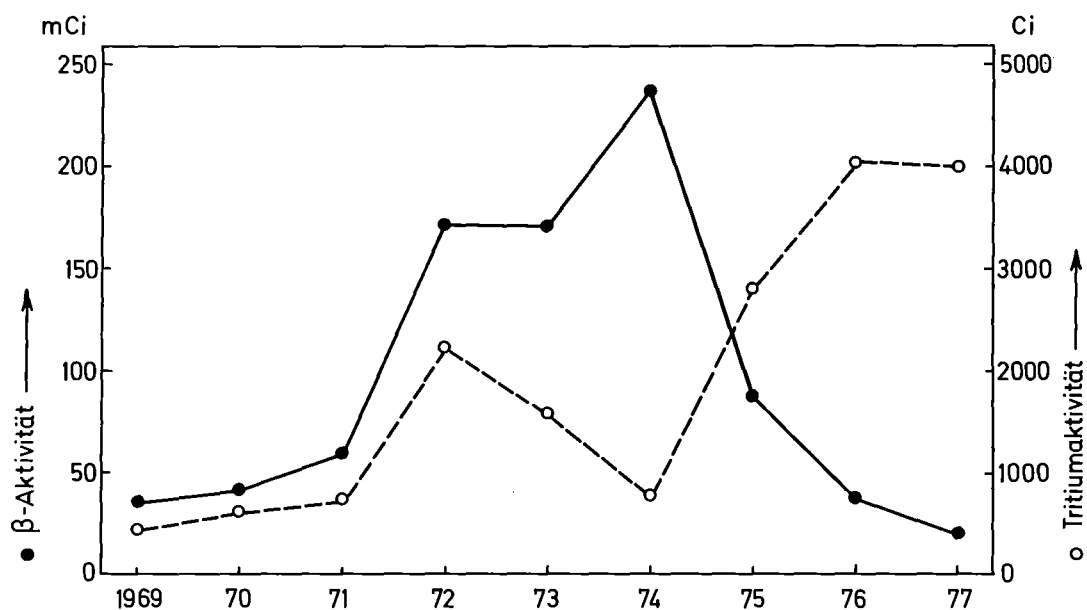


Abb. 3/6 Entwicklung der mit dem Abwasser aus dem KFZK jährlich abgeleiteten β -Aktivität und der abgeleiteten Tritiumaktivität seit 1969

3.4 Umgebungsüberwachung

M. Winter, W. Tachlinski

Die Überwachung der Umweltradioaktivität des Kernforschungszentrums Karlsruhe erfaßt ein Gebiet von knapp 300 km² Fläche. Der Überwachungsbereich wird im Westen durch den Rhein begrenzt, nach allen anderen Richtungen durch die Peripherie eines Kreises von 10 km Radius um den Mittelpunkt des Zentrums. In diesem Gebiet wohnen rund 100 000 Menschen, verteilt auf 20 Ortschaften. Die Lage der Ortschaften, der natürlichen und künstlichen Wasserwege und der landwirtschaftlichen Nutzflächen sowie die meteorologischen Verhältnisse bedingen weitgehend das bestehende Überwachungsnetz.

Innerhalb des gesamten Überwachungsgebietes bildet das Betriebsgelände des KFZK selbst einen besonders überwachungswürdigen Bereich von 1,6 km² Fläche. Das Meßstellennetz ist deshalb hier wesentlich dichter als in der eigentlichen Umgebung.

Der Routineteil der Umgebungsüberwachung des Kernforschungszentrums Karlsruhe wurde im wesentlichen unverändert auch 1977 nach dem im Februar 1969 vom Ministerium für Arbeit, Gesundheit und Sozialordnung Baden-Württemberg gebilligten Programm durchgeführt.

Daneben wurden auch im Jahre 1977 wieder eine Vielzahl von Probenahmen und Messungen durchgeführt, die entweder das Routineprogramm direkt ergänzten (siehe 3.4.3) oder Untersuchungen zur Radioökologie des Tritiums (siehe 7.7) dienten.

3.4.1 Das Überwachungsprogramm

Neben der oben erwähnten räumlichen Aufteilung des Überwachungsprogrammes in Betriebsgelände und äußeres Überwachungsgebiet gibt es eine meßtechnische Gliederung, der zufolge das Programm zweigeteilt ist: 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, deren Radionuklide vom Menschen direkt oder indirekt aufgenommen werden können. Das auflagebedingte Routineüberwachungsprogramm des KFZK erhielt folgende Struktur:

I. Direktmessung der Strahlung

I.1 Zählrohraußenstationen

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

I.3 Festkörper-Dosimeter

II. Aktivitätsmessungen

II.1 Aerosole

II.2 Niederschlag

II.3 Wasser

II.4 Biologisches Material

Eine vollständige und detaillierte Beschreibung des Überwachungsprogrammes wurde in tabellarischer Form im Jahresbericht 1976 (KFK-Ext. 20/77-4) gegeben. Im folgenden wird deshalb das Überwachungsprogramm nur in groben Zügen skizziert.

Die an den 8 Zählrohrstationen - eine Station im Kernforschungszentrum und 7 Außenstationen in den benachbarten Ortschaften (Lageplan nach S. 48) - 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 Sammel-einrichtungen für Niederschläge und Luftstaub die insgesamt 31 Meßstellen der Zählrohr-Monitor-Anlage (siehe 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.

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 1977 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 74 von der Aufsichtsbehörde geforderten Meßstellen bestanden 1977 insgesamt 298 Meßstellen mit Festkörper-Dosimetern. Verwendet werden Phosphatglas-, LiF- und in wenigen Fällen CaF_2 -Dosimeter. Mit Ausnahme von 54 Stellen außerhalb des KFZK sind alle Meßstellen mit je 2 Paaren unterschiedlicher Dosimetertypen ausgerüstet. Alle Dosimeter werden jeweils im Mai und im November zur Ausmessung eingeholt.

Der zweite Teil des Umgebungsüberwachungsprogrammes betrifft die Aktivitätsmessungen. Die Lage der Probenahmestellen des Routineprogrammes ist in der Landkarte nach S. 48 angegeben.

Der Umfang der für das Routineprogramm, für besondere Überwachungsmaßnahmen und für das Meßprogramm zur Untersuchung der Tritiumkontamination in der Umwelt erforderlichen Probenahmen und auszuführenden Aktivitätsmessungen hat gegenüber 1976 wegen einer Reduzierung des Tritiummeßprogrammes um 18 % abgenommen.

Tab. 3/21 bietet eine Übersicht über Art und Anzahl der 1977 genommenen bzw. ausgemessenen Proben.

Art der Proben	Zahl der Proben 1977
Luftstaub auf feststehenden Einzelfiltern	224
Niederschlag	156
Grund- und Trinkwasser	245
Oberflächenwasser und Schlamm aus dem Hirschkanal sowie Feststoffe aus dem Kanalisationsnetz für Regen- u. Kühlwasser sowie den 6 dazugehörigen Sandfängen	436
Biologische Proben aus dem Altrheingebiet unterhalb und oberhalb der Abwassereinleitung des KFZK (Schlamm, Seston, Fisch und Wasserpflanzen)	98
Bewuchs- und Bodenproben einschließlich Kontrollen an Material, welches im Zusammenhang mit Baumaßnahmen anfällt	331
Pflanzen-, Luftfeuchte-, Boden- und Niederschlagsproben im Rahmen des Meßprogrammes zur Untersuchung der Tritiumkontamination von Pflanzen	432
Niederschlag, Trink- und Oberflächenwasser im Rahmen des Programmes zur Bestimmung der Tritiumkontamination in der Umwelt	2 646
Sonstige Proben	60
S u m m e	4 628

Tab. 3/21 Art und Anzahl der Proben zur Bestimmung der Umweltradioaktivität

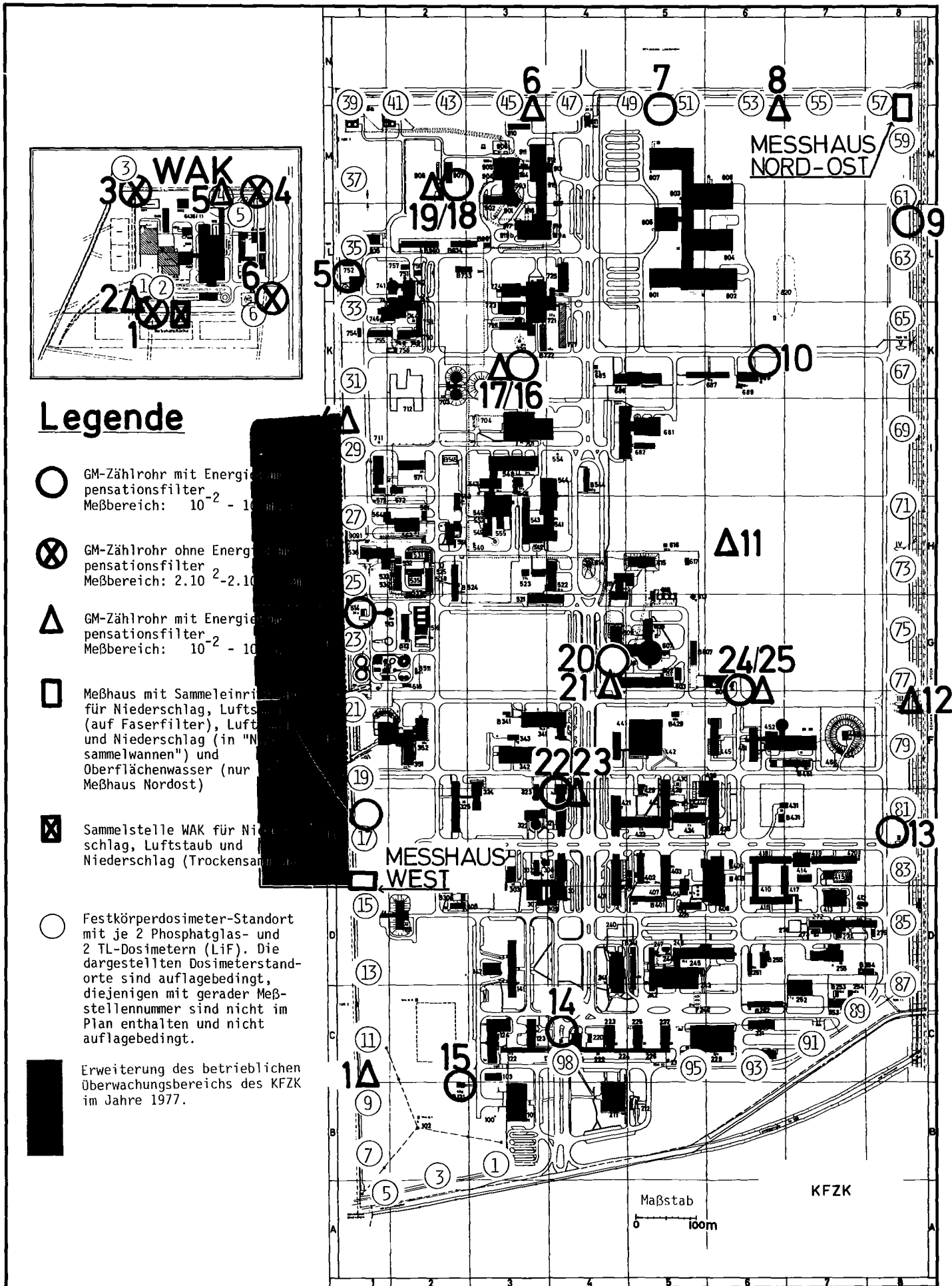


Abb. 3/7: Lageplan der Meß- und Probenahmestellen innerhalb des KFZK und der WAK.

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 1977 insgesamt rund 18 000 km zurücklegten.

3.4.2 Meßergebnisse des Routineprogrammes

Die Vermittlung einer Übersicht über die Fülle von Einzelmeßergebnissen des Überwachungsprogrammes 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 Überwachungsprogrammes und benutzt dabei die einzelnen Programmpunkte als Zwischenüberschriften.

I. Direktmessung der Strahlung

I.1 Zählrohraußenstationen

Tab. 3/22 zeigt die Jahresmittelwerte der $(\beta+\gamma)$ -Impulsrate und die Schwankungsbereiche der telefonischen Abfrageergebnisse. Die telefonische Abfrage aller Zählrohraußenstationen erfolgt arbeitstäglich zweimal.

Meßstellenstandorte	$(\beta+\gamma)$ -Strahlungspegel in Ipm		
	Jahresmittel	minimaler Abfragewert	maximaler Abfragewert
KFZK	479	320	1 069
Leopoldshafen	466	302	1 065
Linkenheim	480	326	1 222
Forsthaus, nördlich KFZK	425	315	881
Friedrichstal	494	346	1 359
Blankenloch	442	312	1 103
Karlsruhe	420	300	879
Eggenstein	475	314	898

Tab. 3/22 Meßergebnisse der Zählrohraußenstationen 1977

Die Monatsmittelwerte des Jahres 1977 der 7 Außenstationen streuen insgesamt zwischen rund 380 Ipm und 550 Ipm. Die Jahresmittelwerte liegen hingegen sehr viel enger beieinander, so daß es gerechtfertigt erscheint, für diese Stationen einen Gesamtmittelwert für 1977 zu bilden. Er ergibt sich zu 457 Ipm.

Der Jahresmittelwert für die KFZK-Station liegt mit 479 Ipm im Streubereich der Meßwerte von den Außenstationen. Die Bestrahlungen von Dosimetern, die mit unterschiedlicher Stärke und Dauer in der nur 140 m entfernten Eichhalle durchgeführt wurden, führten im Gegensatz zu den Vorjahren 1977 zu keiner signifikanten Erhöhung des Jahresmittelwertes.

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

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

Der Nullpegel der γ -Dosisleistung im KFZK lag wie im Vorjahr an der unteren Meßbereichsgrenze von 10 μ R/h. An den 11 Hochdosisleistungsmeßstellen der Zählrohr-Monitor-Anlage mit einem Meßbereich von 10 mR/h bis 1000 R/h herrschte in keinem Fall - auch nicht kurzzeitig - eine γ -Dosisleistung, die der unteren Meßbereichsgrenze dieser Detektoren entspricht.

Von den 14 Niederdosisleistungsmeßstellen 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.

1977 kam es an 4 Meßstellen zu insgesamt 11 Überschreitungen der eingestellten Warnschwelle von 1 mR/h.

Die an der Meßstelle Nr. 5 (KNK) an 4 Tagen registrierten Warnschwellenüberschreitungen wurden durch Röntgenarbeiten verursacht, die im Freien bei Materialprüfungen im Betriebsgelände des KNK-Reaktors ausgeführt wurden.

Eine quantitative Auswertung der Registrierungen der Zählrohr-Monitor-Anlage erfolgt nicht. Die Registrierstreifen (rund 2 x 200 m pro Jahr) werden nach arbeitstäglicher Sichtkontrolle zur Dokumentation abgelegt.

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

Zwei der insgesamt 6 Meßstellen sind Hochdosisleistungsmeßstellen. Im Meßbereich dieser Detektoren (siehe auch Programmpunkt I.2.1) wurden auch 1977 keine Meßwerte registriert. Der Streubereich des an den 4 anderen Meßstellen kontinuierlich gemessenen ($\beta+\gamma$)-Strahlungspegels reichte 1977 von Meßwerten im Bereich des Nullpegels (ca. $4 \cdot 10^2$ Ipm) bis zu Höchstwerten von $2 \cdot 10^5$ Ipm.

An allen 4 Meßstellen ereigneten sich 1977 Warnschwellenüberschreitungen. Die Ursachen waren entweder Röntgenarbeiten, die auf dem Betriebsgelände der WAK - z.B. zu Schweißnahtprüfungen - durchgeführt wurden, ^{85}Kr -Freisetzungen im Zusammenhang mit Brennelementauflösungen oder Direktstrahlung von Transportfahrzeugen mit abgebrannten Brennelementen.

Zählt man die Warnschwellenüberschreitungen an den einzelnen Meßstellen ohne Berücksichtigung der zum Teil identischen Ursachen, so ergibt sich eine Summe von 77 Ereignissen (1976: 46 Ereignisse).

I.3 Festkörperdosimeter zur Überwachung der akkumulierten Strahlungsdosis

Das Betriebsgelände wurde bis November 1976 u.a. mit 32 Meßstellen auf zwei "inneren" Kreisen mit Radien von 100 m und 250 m um den FR 2-Kamin überwacht. Diese Meßstellenanordnung diente ursprünglich der Erfassung der von den radioaktiven Ableitungen des FR 2 in der unmittelbaren Nachbarschaft des Abluftkamins verursachten Ortsdosisverteilung. Dieses Meßziel war aufgrund gebietsweise dominierender Beiträge zur Ortsdosis durch Direktstrahlung im ADB-Bereich nicht mehr erreichbar. Die 32 Meßstellen wurden deshalb im November 1976 einem Schachbrett-Raster entsprechend über das gesamte Betriebsgelände des KFZK verteilt. Die 20 Meßstellen entlang des innerbetrieblichen Zaunes der ADB wurden beibehalten. Ein grobe Übersicht über die Meßergebnisse mit Phosphatglasdosimetern findet sich in Tabelle 3/28.

Im Zuge der 1977 erfolgten Erweiterung des betrieblichen Überwachungsbereiches an der Westseite des KFZK hat sich wegen der damit verbundenen Umfangsvergrößerung auch die Zahl der Dosimetermeßstellen entlang der Grenze des betrieblichen Überwachungsbereiches erhöht. Sie beträgt seitdem 104 (siehe Abb. 3/7). Die Grenzmeßstellen bilden eine annähernd äquidistante Folge mit Abständen von ca. 50 m.

Weitere 5 Meßstellen befinden sich an der Betriebsgeländegrenze der WAK (siehe Abb. 3/7)..

Die Überwachung in der Umgebung erfolgte durch 3 konzentrische Meßstellenkreise mit Durchmessern von 2, 4 und 6 km mit insgesamt 108 Meßstellen. Die Fläche des KFKZ ist dem kleinsten dieser 3 Meßstellenkreise eingeschrieben. Die Außenüberwachung wird ergänzt durch 7 Dosimeter-Meßstellen in den benachbarten Ortschaften (Standorte identisch mit Zählrohraußenstationen).

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

Für den Expositionszeitraum von November 1976 bis November 1977 ergaben sich die in Tab. 3/23 zusammengestellten Jahresdosiswerte. Die Meßergebnisse zeigen, daß die Jahresdosismittelwerte für die Meßstellen entlang der Grenzen des betrieblichen Überwachungsbereiches des KFKZ und der WAK für alle Dosimeterarten innerhalb des Streubereiches der Jahresdosiswerte liegen, die in rund 3 km Entfernung vom KFKZ an den Meßstellen des äußeren Überwachungskreises ermittelt wurden.

Meßstellen		Jahresdosiswerte D in mR					
		Glasdosimeter			TL-Dosimeter*		
Gruppe	Zahl	\bar{D}	D_{\min}	D_{\max}	\bar{D}	D_{\min}	D_{\max}
Grenze des betrieblichen Überwachungsbereiches ohne Zaunerweiterung vom 1.4.1977 im Westen	83	66	54	104	74	63	114
Nur Zaunerweiterung (ab 1.4.1977, extrapoliert auf 364 Tage)	21	-	-	-	90 88**	70 66**	110 110**
Betriebsgelände der WAK	6	65	60	70	73	69	74
Außenstationen	7	64	55	72	81	72	87
Äußerer Meßstellenkreis mit 6 km \emptyset	52	63	52	78	85	59	100

*LiF-Dosimeter, gekapselt, unter 500 mg/cm² Plexiglas

**Kugelgekapselte CaF₂-Dosimeter

Tab. 3/23 Mittelwerte und Streubereich der mit Glas- und TL-Dosimetern gemessenen Jahresdosiswerte

II. Aktivitätsmessungen

II.1 Aerosole

Die Luftstaubsammlung erfolgt auf feststehenden Einzelfiltern von 20 cm \emptyset an den beiden Meßhütten (Lageplan siehe Abb. 3/7). Der Filterwechsel erfolgt 2 x wöchentlich, die Aktivitätsmessung jeweils ca. 7 Tage nach der Filterentnahme. Die Einzelmeßwerte der spezifischen α -Aktivität des Aerosolgehaltes der Luft lagen 1977 zwischen 0,001 und 0,003 pCi/m³. Der Jahresmittelwert der spezifischen β -Aktivität der Luft ergab für beide Meßhütten einen Wert von rund 0,12 pCi/m³ und lag damit um den Faktor 2 über dem Vorjahreswert.

Die Monatsmittelwerte der spezifischen β -Aktivität schwankten zwischen 0,02 pCi/m³ und 0,25 pCi/m³. Veranlaßt durch die oberirdische Zündung einer chinesischen Wasserstoffbombe am 17.9.1977 in Lop Nor wurde eine zusätzliche Luftstaubsammlung in der Zeit vom 26.9. bis 17.10.1977 mit 2-tägigen Sammelintervallen durchgeführt. Das β -Aktivitätsmaximum wurde am 7.10.1977 festgestellt. Die spezifische langlebige β -Aktivität betrug im Maximum rund 1,1 pCi/m³.

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 1977 mit dem Niederschlag der Flächeneinheit des Bodens zugeführte Radioaktivität gibt Tab. 3/24.

Sammelort	Niederschlagsmenge l/m ²	Jahres-Flächenbelastung 1977 in nCi/m ²				
		α	²³⁹ Pu+ ²⁴⁰ Pu	²³⁸ Pu	β	³ H
Meßhütte West	631	< 2,3	0,015	0,011	23,7	349
Meßhütte Nordost	609	< 2,5	0,010	< 0,006	15,6	1 057
WAK	614	< 2,4	0,002	< 0,002	17,6	726

Tab. 3/24 Radioaktivität im Niederschlag 1977

Die Einzelmeßwerte der α-Aktivitätskonzentration lagen fast immer unter der Nachweisgrenze (deshalb auch das Zeichen "<" vor den Flächenbelastungen in Tab. 3/24). So kann nur ausgesagt werden, daß für alle drei Sammelstellen die Jahresmittelwerte der α-Aktivitätskonzentration unter 4,1 pCi/l und die α-Flächenbelastungen unter 2,5 nCi/m² lagen. Die Jahresmittelwerte der ²³⁹Pu+²⁴⁰Pu-Konzentration lagen zwischen rund 3 fCi/l und 24 fCi/l, die der ²³⁸Pu-Konzentration zwischen ebenfalls rund 3 fCi/l und 17 fCi/l. Die für den Standort der Meßhütte West ermittelte (²³⁹Pu+²⁴⁰Pu)-Flächenbelastung liegt um den Faktor 1,9 über dem Vorjahreswert, was fast ausschließlich auf einen erhöhten Meßwert für August (rund ein Drittel der Jahresflächenbelastung) zurückzuführen ist.

Die Jahresflächenbelastung durch die β-Bruttoaktivität im Niederschlag hat an den 3 Sammelstellen im Mittel gegenüber dem Vorjahr um den Faktor 2,5 zugenommen (siehe Tab. 3/25). Die Meßwerte des Deutschen Wetterdienstes zeigen für den Raum Stuttgart sogar eine Zunahme um den Faktor 3, wobei die Jahresniederschlagsmenge gegenüber dem Vorjahr nur um 10 % zugenommen hat. Nachdem die β-Aktivität im Niederschlag in den Jahren 1975 und 1976 deutlich abgenommen hatte, entspricht die β-Aktivitäts-Flächenbelastung durch Niederschläge im Jahr 1977 etwa jener im Jahr 1974.

Die hier beschriebenen Zusammenhänge werden durch Tab. 3/25 verdeutlicht.

Sammelort	Jahresmittelwert der β-Aktivitätskonzentration \bar{a} in pCi/l	β-Aktivitätsflächenbelastung $A_F(77)$ in nCi/m ²	$\frac{\bar{a}(77)}{\bar{a}(76)}$ f**	$\frac{A_F(77)}{A_F(76)}$ p	Verhältnis der Niederschlagsmengen $\frac{M(77)}{M(76)}$ q
Meßhütte West	37,2	23,7	2,5	2,7	1,1
Meßhütte Nordost	25,6	15,6	2,2	2,2	1,0
WAK	28,7	17,6	2,4	2,6	1,1
Stuttgart*	29,3	18,4	2,7	3,1	1,1

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

Tab. 3/25 Vergleich der β-Aktivität des Niederschlags 1977/1976

Im Falle der Tritiumflächenbelastung (siehe Tab. 3/25) 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. Der Standort der Meßhütte Nordost ist aufgrund der Windrichtungscharakteristik bezüglich der Lage der genannten Tritium-Hauptemittenten gegenüber den beiden anderen Niederschlagsammelstellen wenig vergleichbar, weshalb die im Vergleich zu den beiden anderen Stellen deutlich höhere Tritiumflächenbelastung an der Nordost-Hütte auftritt.

Die mittlere Tritiumflächenbelastung für das Betriebsgelände des KfK betrug 1977 rund 800 nCi/m^2 , für die nähere Umgebung des KFZK bis zu Entfernungen von rund 12 km hingegen nur rund 200 nCi/m^2 (siehe Kap. 7.7).

Die Jahresmittelwerte der Tritiumkonzentration des Niederschlags lagen 1977 an den Sammelstellen innerhalb des KFZK zwischen rund $0,6 \text{ nCi/l}$ und $1,8 \text{ nCi/l}$, außerhalb des KFZK im Mittel bei $0,34 \text{ nCi/l}$.

II.3 Überwachung des Wassers (siehe Lageplan nach S.48)

II.3.1 Oberflächenwasser

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

Die Meßergebnisse 1977 wurden in Tab. 3/26 zusammengefaßt.

langlebige Aktivität	Schwankungsbereich der 52 Wochenmittelwerte	Jahresmittelwert
α	< 1,3 bis 2,3 pCi/l	< 1,9 pCi/l
Rest- β	< 1,0 bis 26,5 pCi/l	< 5,4 pCi/l
^3H	0,2 bis 10,1 nCi/l	0,9 nCi/l

Tab. 3/26 Radioaktivität des Hirschkanals 1977

90 % der Wochenmittelwerte der α -Aktivitätskonzentration und 10 % der Wochenmittelwerte der β -Aktivitätskonzentration lagen unter der jeweiligen Nachweisgrenze.

II.3.2 Grund- und Trinkwasser

Überwacht wurden die Wasserwerke "Süd" und "Tiefgestade" des Kernforschungszentrums, die Wasserwerke Leopoldshafen, Linkenheim-Hochstetten und Karlsruhe-Hardtswald sowie die beiden Schluckbrunnen der WAK. Einen Überblick über die Ergebnisse der Überwachung vermittelt Tab. 3/27.

langlebige Aktivität	Schwankungsbereich der Einzelmeßwerte (Stichproben von 7 Stellen)	Jahresmittelwert
α	< 1,6 bis 2,1 pCi/l	< 2,0 pCi/l
Rest- β	< 0,9 bis 1,8 pCi/l	< 1,1 pCi/l
^3H	< 0,2 bis 0,4 nCi/l	< 0,3 nCi/l

Tab. 3/27 Radioaktivität in Grund- und Trinkwasser 1977

93 %, 100 % bzw. 15 % der insgesamt 27 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 (siehe Lageplan nach S. 48)

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 1977 zwischen 2 pCi/g Tr. und 11 pCi/g Tr., für die spezifische β -Aktivität zwischen 18 pCi/g Tr. und 70 pCi/g Tr. Es ergaben sich entsprechende Jahresmittelwerte von rund 6 pCi/g Tr. bzw. 39 pCi/g Tr. Die β -Aktivitätskonzentration im Hirschkanalschlamm verdoppelte sich somit gegenüber dem Vorjahr.

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 - monatlich überwacht. Das arithmetische Mittel aus 12 Einzelmeßwerten beträgt für die spezifische α -Aktivität rund 8 pCi/g Tr. und für die spezifische β -Aktivität 20 pCi/g Tr. Diese Konzentrationen entsprechen etwa jenen des Vorjahres. Die spezifische Plutoniumaktivität lag bei den Quartalsproben zwischen 0,1 und 1,1 pCi/g Tr. und im Mittel bei knapp 0,4 pCi/g Tr.

II.4.2 Seston

Über die auflagebedingte vierteljährliche Probenahmefrequenz hinausgehend erfolgte die Sestonprobenahme im Altrhein monatlich. Die 12 monatlichen Stichproben ergaben für 1977 Mittelwerte von 16 pCi/g Tr. für die spezifische α -Aktivität und von 46 pCi/g Tr. für die spezifische β -Aktivität des Sestons. Der Mittelwert der spezifischen Plutoniumaktivität des Sestons betrug 1,5 pCi/g Tr.

II.4.3 Fisch

II.4.4 Wasserpflanzen

Der Überwachung des Vorfluters dienen auch die halbjährlichen Probenahmen von Fisch und Wasserpflanzen. Bei der Untersuchung von je 2 Friedfisch- und Raubfischproben wurden spezifische Rest- β -Aktivitätswerte zwischen 0,6 pCi/g Naßgewicht und 1,4 pCi/g Naßgewicht gemessen. Im separat ausgemessenen Fischfleisch betrug die spezifische Rest- β -Aktivität im Mittel 1,3 pCi/g Naßgewicht, die spezifische ^{40}K -Aktivität 2,0 pCi/g Naßgewicht.

Die Untersuchung des Radioaktivitätsgehaltes von Schilf und Wasserschwertlilien ergab für die spezifische β -Aktivität Meßwerte zwischen rund 10 und 20 pCi/g Tr. An künstlichen Radionukliden konnten lediglich Spuren (alle Meßwerte lagen unter 1 pCi/g Tr.) der Nuklide ^{95}Zr , ^{95}Nb , ^{103}Ru , ^{137}Cs , $^{140}\text{Ba/La}$, ^{141}Ce und ^{144}Ce nachgewiesen werden.

II.4.5 Bewuchs

Die halbjährlichen Grasproben aus den beiden Hauptwindrichtungssektoren in jeweils rund 4 km Entfernung vom Kernforschungszentrum (bei Eggenstein und Friedrichstal) und von der Referenzstelle in Grötzingen ergaben einen Mittelwert der spezifischen Rest- β -Aktivität von 11,6 pCi/g Tr. Der ^{40}K -Gehalt lag im Mittel bei 11,8 pCi/g Tr.

Die spezifische Plutoniumaktivität ($^{239}\text{Pu}+^{240}\text{Pu}$) der Gras- bzw. Kiefernnadelproben von den 4 Stellen in den beiden Hauptwindrichtungssektoren bezüglich der nördlichen Hälfte des Betriebsgeländes des Kernforschungszentrums bewegte sich 1977 zwischen 1 fCi/g Tr. und 10 fCi/g Tr. Als Mittelwert ergab sich 4 fCi/g Tr.

Für die Kiefernnadelproben aus den Hauptwindrichtungssektoren bezüglich der WAK wurden Werte zwischen 1 fCi/g Tr. und 11 fCi/g Tr. gefunden. Ihr Mittelwert ergab sich zu 4 fCi/g Tr.

Die Meßwerte der Vergleichsproben aus dem Raum Durlach erreichten maximal 14 fCi/g Tr. bei einem Mittelwert von 5 fCi/g Tr.

Die mittleren spezifischen ^{238}Pu -Aktivitätswerte der 24 Bewuchsproben aus der unmittelbaren Umgebung des KFZK lagen bei 6 fCi/g Tr., die der 8 Referenzproben bei 3 fCi/g Tr. Die höchste nachgewiesene ^{238}Pu -Aktivität betrug 24 fCi/g Tr.

3.4.3 Besondere Überwachungsmaßnahmen

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 3/28 vermittelt eine Übersicht über die wichtigsten Überwachungsmaßnahmen, die 1977 aufgrund besonderer Anlässe notwendig erschienen. Die Ergebnisse zeigen, daß keiner der Anlässe zu unzulässigen oder nicht beherrschbaren Kontaminationen geführt hat.

Ergänzend zur WAK-Überwachung wird seit 1976 auf Wunsch der Gemeinde Linkenheim-Hochstetten das Grundwasser aus dem sogenannten Brunnen P - gelegen zwischen der WAK und dem Wasserwerk Linkenheim-Hochstetten - vierteljährlich auf Tritium und langlebige α - und β -Bruttoaktivität untersucht. Alle α - und β -Bruttoaktivitätskonzentrationen lagen unter der Nachweisgrenze von ca. 2 pCi/l bzw. 1 pCi/l. Die mittlere Tritiumkonzentration betrug 0,4 nCi/l.

Da Kühl- und Regenwässer aus dem KFZK kontinuierlich in den Hirschkanal abgeleitet werden, wurden auch 1977 - zusätzlich zu der behördlich geforderten Überwachung von Schlamm und Wasser im Hirschkanal - die in den 6 Sandfängen abgeschiedenen Feststoffe wöchentlich überwacht. Die 6 Sandfänge befinden sich an der Ostgrenze innerhalb des KFZK. Der bei Reinigung der Sandfänge anfallende abgeschiedene Feststoff wird auf die Schlamm-

beete der Kläranlage verbracht und wird somit als Sondermüll behandelt. Eine Übersicht über die β -Aktivitätsmeßergebnisse wird in Tab. 3/29 gegeben.

Quart. 77	Sandfang I			Sandfang II			Sandfang III			Sandfang IV			Sandfang V			Sandfang VI		
	\bar{a}_β	$a_{\beta\min}$	$a_{\beta\max}$	\bar{a}_β	$a_{\beta\min}$	$a_{\beta\max}$	\bar{a}_β	$a_{\beta\min}$	$a_{\beta\max}$	\bar{a}_β	$a_{\beta\min}$	$a_{\beta\max}$	\bar{a}_β	$a_{\beta\min}$	$a_{\beta\max}$	\bar{a}_β	$a_{\beta\min}$	$a_{\beta\max}$
I	35	17	82	21	15	36	62	17	192	324	210	525	511	40	4713	23	12	84
II	32	21	63	23	10	49	47	14	110	252	149	427	2283	437	6509	25	13	61
III	42	25	82	27	18	65	24	14	64	235	143	387	340	16	3593	24	18	32
IV	53	26	136	42	16	103	45	15	120	301	110	385	569	208	1296	27	14	55

Tab. 3/29 Spezifische β -Aktivität des Schlamm aus den 6 Sandfängen des KFZK in pCi/g Tr; Quartalsmittelwerte (\bar{a}_β), Minima ($a_{\beta\min}$) und Maxima ($a_{\beta\max}$) 1977.

Als Folge der schon im Jahresbericht 1974 (KFK 2125) berichteten Undichtigkeiten am Rohrleitungssystem der Kläranlage wurde auch 1977 die intensive Grundwasserüberwachung fortgesetzt. Die Tritiummeßergebnisse wurden regelmäßig 8-wöchig dem Landratsamt Karlsruhe - Umweltschutzamt -, der Landesanstalt für Umweltschutz Baden-Württemberg - Institut für Immissions- und Strahlenschutz - und dem Wasserwirtschaftsamt Karlsruhe berichtet. Die Messung der langlebigen β -Bruttoaktivität erfolgte entsprechend der geringen Wanderungsgeschwindigkeit im Boden mit geringerer Frequenz (vierteljährlich bis jährlich). Eine grobe Übersicht über die Meßergebnisse wird in Tab. 3/28 gegeben.

Die anhaltende Bautätigkeit im KFZK und damit verbundene Ausfuhren von Erdaushub bzw. Abbruchmaterial machten bei 27 Einzelvorgängen die Ausmessung von ca. 285 Proben notwendig. Alle Proben wurden grundsätzlich γ -spektrometrisch untersucht, an einer Auswahl wurde zusätzlich die α - und β -Bruttoaktivität bestimmt.

Wie bereits erwähnt, wurde auch in diesem Berichtszeitraum das weit über die behördliche Auflage hinausgehende Programm zur Messung der Ortsdosis mit Festkörperdosimetern weitergeführt. Soweit die Ergebnisse nicht schon im Unterkapitel 3.4.2/I.3 berichtet wurden, sind sie in Tab. 3/28 enthalten.

Überwachungszeitraum	Anlaß	Überwachungsmaßnahme	Art und Zahl der untersuchten Proben	Meßergebnisse																		
12. Januar	Gewinnung von Referenzmeßwerten der Tritiumkonzentration	Probenahmeaktion an 8 Sammelorten, welche etwa auf einer Linie zwischen der Rheinebene bei Iffezheim (ca. 100 m NN) und dem Schwarzwald bei Dobel (ca. 700 m NN) angeordnet waren (Entfernung zum KFZK 27 bis 37 km Luftlinie).	8 Luftfeuchteproben 5 Schneeproben (direkt nach Schneefall)	<u>Luftfeuchteproben</u> $a_{\text{H}} = 0,4 - 1,4 \text{ nCi/l}$; Mittelwert = 0,9 nCi/l <u>Schneeproben</u> $a_{\text{H}} = < 0,17 - 0,23 \text{ nCi/l}$; Mittelwert = 0,2 nCi/l																		
15. März	Auflösung radioaktiver Substanzen im Institut für Radiochemie	Messung der Aerosolimmission im Hauptbeaufschlagungspunkt, bezogen auf den Abluftkamin des IRCh als Quelle	1 Aerosolprobe	Keine langlebige β -Bruttoaktivität nachweisbar; Nachweisgrenze = 0,07 pCi/m ³ .																		
März, April, September	Zeitweiser Anstieg der langlebigen Rest- β -Bruttoaktivität in den Wochenmischproben des Oberflächenwassers aus dem Hirschkanal und Anstiege der β -Bruttoaktivität im Sandfang V des KFZK	Entnahme und Untersuchung von Schlammproben aus dem Hirschkanal zwischen dem Pfingstentlastungskanal und der Landesstr. Nr. 220	20 Schlammproben	<u>Bruttoaktivität:</u> a_α : 5 - 50 pCi/g Tr. a_β : 18 - 454 pCi/g Tr. <u>γ-Spektrometrie in pCi/g Tr.:</u> <table border="1"> <thead> <tr> <th>Nuklid</th> <th>Probe höchster γ-Aktivität</th> <th>Probe südlich KFZK</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>Co-60</td> <td>2,3</td> <td>< 0,1</td> </tr> <tr> <td>Nb-95</td> <td>0,9</td> <td>< 0,1</td> </tr> <tr> <td>Ru/Rh-106</td> <td>28,0</td> <td>< 0,5</td> </tr> <tr> <td>Cs-134</td> <td>24,0</td> <td>< 0,1</td> </tr> <tr> <td>Cs-137</td> <td>180,0</td> <td>0,7</td> </tr> </tbody> </table>	Nuklid	Probe höchster γ -Aktivität	Probe südlich KFZK	Co-60	2,3	< 0,1	Nb-95	0,9	< 0,1	Ru/Rh-106	28,0	< 0,5	Cs-134	24,0	< 0,1	Cs-137	180,0	0,7
Nuklid	Probe höchster γ -Aktivität	Probe südlich KFZK																				
Co-60	2,3	< 0,1																				
Nb-95	0,9	< 0,1																				
Ru/Rh-106	28,0	< 0,5																				
Cs-134	24,0	< 0,1																				
Cs-137	180,0	0,7																				

Tab. 3/28: Übersicht über besondere Überwachungsmaßnahmen 1977

Überwachungszeitraum	Anlaß	Überwachungsmaßnahmen	Art und Zahl der untersuchten Proben	Meßergebnisse										
September/ Oktober	Oberirdische Zündung einer chinesischen H-Bombe in Lop Nor am 17.9.1977	Intensivierte Überwachung der Aerosole		<p>Aerosole</p> <p>Bruttoaktivität: siehe Kap. 3.4.2, II.1</p> <p>γ-Spektrometrie: (zurückgerechnet auf den Entnahmezeitpunkt des Filters mit höchster Aktivitätskonzentration; exponiert vom 5.-7.10.1977; Ergebnisse in Ci/m³)</p> <table style="width: 100%; border: none;"> <tr> <td>Co-58 = 2,4 · 10⁻¹⁵</td> <td>Cs-137 = 1,7 · 10⁻¹⁵</td> </tr> <tr> <td>Zr-95 = 4,8 · 10⁻¹⁴</td> <td>La-140 = < 1,8 · 10⁻¹³</td> </tr> <tr> <td>Nb-95 = < 7,8 · 10⁻¹⁴</td> <td>Ba-140 = 9,8 · 10⁻¹⁴</td> </tr> <tr> <td>Ru-103 = 9,3 · 10⁻¹⁴</td> <td>Ce-141 = 1,0 · 10⁻¹³</td> </tr> <tr> <td>J-131 = 3,9 · 10⁻¹⁴</td> <td>Ce-144 = 2,7 · 10⁻¹⁴</td> </tr> </table>	Co-58 = 2,4 · 10 ⁻¹⁵	Cs-137 = 1,7 · 10 ⁻¹⁵	Zr-95 = 4,8 · 10 ⁻¹⁴	La-140 = < 1,8 · 10 ⁻¹³	Nb-95 = < 7,8 · 10 ⁻¹⁴	Ba-140 = 9,8 · 10 ⁻¹⁴	Ru-103 = 9,3 · 10 ⁻¹⁴	Ce-141 = 1,0 · 10 ⁻¹³	J-131 = 3,9 · 10 ⁻¹⁴	Ce-144 = 2,7 · 10 ⁻¹⁴
Co-58 = 2,4 · 10 ⁻¹⁵	Cs-137 = 1,7 · 10 ⁻¹⁵													
Zr-95 = 4,8 · 10 ⁻¹⁴	La-140 = < 1,8 · 10 ⁻¹³													
Nb-95 = < 7,8 · 10 ⁻¹⁴	Ba-140 = 9,8 · 10 ⁻¹⁴													
Ru-103 = 9,3 · 10 ⁻¹⁴	Ce-141 = 1,0 · 10 ⁻¹³													
J-131 = 3,9 · 10 ⁻¹⁴	Ce-144 = 2,7 · 10 ⁻¹⁴													
ganzjährig	Undichtigkeiten am Rohrleitungssystem der Kläranlage	Weiterführung der 1975 begonnenen intensiven Grundwasserüberwachung an 14 Brunnen (Probenahmefrequenz zwischen jährlich und 14-tägig)	173 Grundwasserproben	<p>Grundwasser innerhalb des Betriebsgeländes (156 Proben)</p> <p>Tritiumkonzentration: 0,3 bis 124 nCi/l</p> <p>Bruttoaktivitätskonzentration: a_α = < 1,5 bis 2,8 pCi/l a_β = < 1,2 bis 4,9 pCi/l</p> <p>Grundwasser außerhalb des Betriebsgeländes (17 Proben)</p> <p>Tritiumkonzentration: 0,16 bis 0,55 nCi/l</p> <p>Bruttoaktivitätskonzentration: a_α = < 1,9 pCi/l a_β = < 0,9 pCi/l</p>										
ganzjährig	Geplante Tief-lagerung tritiumhaltiger Abwässer in stillgelegten Erdölbohrungen	Monatliche Probenahmen aus den Beobachtungsbrunnen Nr. 16 und Nr. 20	24 Grundwasserproben	Die Tritiumkonzentration lag 1977 im Mittel bei 0,35 nCi/l										
ganzjährig	Fortsetzung der Überwachung der Regenwasserkanalisation	Wöchentliche Schlammprobenahmen aus den 6 Sandfängen der Regen- und Kühlwasserkanalisation	312 Schlammproben	<p>Bruttoaktivitätskonzentration:--- siehe Tab. 3/29</p> <p>γ-Spektroskopie: Sandfang IV: Ru/Rh-106, Cs-134, Cs-137, Co-60, Ce-144, Zr, Nb-95, Sb-125 Sandfang V: Ce-144, Cs-134, Cs-137, Ru/Rh-106, Sb-125</p>										
20. April	Undichtigkeit einer erdverlegten Abwasserleitung am Betriebsgebäude des FR 2	Entnahme und Untersuchung von Bodenproben	3 Bodenproben	<p>Bruttoaktivität: a_α = 2 - 4 pCi/g Tr. a_β = 12 - 15 pCi/g Tr.</p> <p>γ-Spektroskopie: keine künstlichen Radionuklide nachweisbar</p> <p>Tritiumaktivität in Bodenfeuchte: 94 nCi/l</p>										
21. Sept.	Versickern von Kerosin geringer Radioaktivitätskonzentration im Erdreich nach Versagen einer Schlauchverbindung	Probenahme nach Beseitigung der kerosinverunreinigten Bodenschicht und regelmäßige Überwachung des Grundwassers durch Probenahme aus einem eigens dazu niedergebrachten Brunnen	3 Bodenproben 11 Grundwasserproben	<p>Bodenproben</p> <p>Bruttoaktivität: a_α = 1 bis 4 pCi/g Tr. a_β = 10 bis 26 pCi/g Tr. γ-spektroskopisch wurde Nulleffekt festgestellt.</p> <p>Grundwasserproben</p> <p>Bruttoaktivität: a_β = < 0,9 bis 1,8 pCi/l a_α = < 1,4 bis 2,2 pCi/l</p> <p>Tritiumaktivität: 1,0 bis 1,8 nCi/l</p>										

Tab. 3/28: Übersicht über besondere Überwachungsmaßnahmen 1977 (Fortsetzung)

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. Eingeschlossen sind Dosismessungen mit Festkörperdosimetern in der Umgebung kerntechnischer Anlagen. Zur Personen- und Ortsdosimetrie werden vor allem Phosphatglasdosimeter und Thermolumineszenzdosimeter eingesetzt. Für bestimmte Überwachungsaufgaben stehen 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 eventuellen Unfall der Erfassung der Jahresdosis einschließlich der natürlichen Strahlenbelastung am Arbeitsplatz. Die Häufigkeitsverteilung der bei Mitarbeitern im Jahre 1977 gemessenen Jahresdosis ist in Abb. 3/8 wiedergegeben.

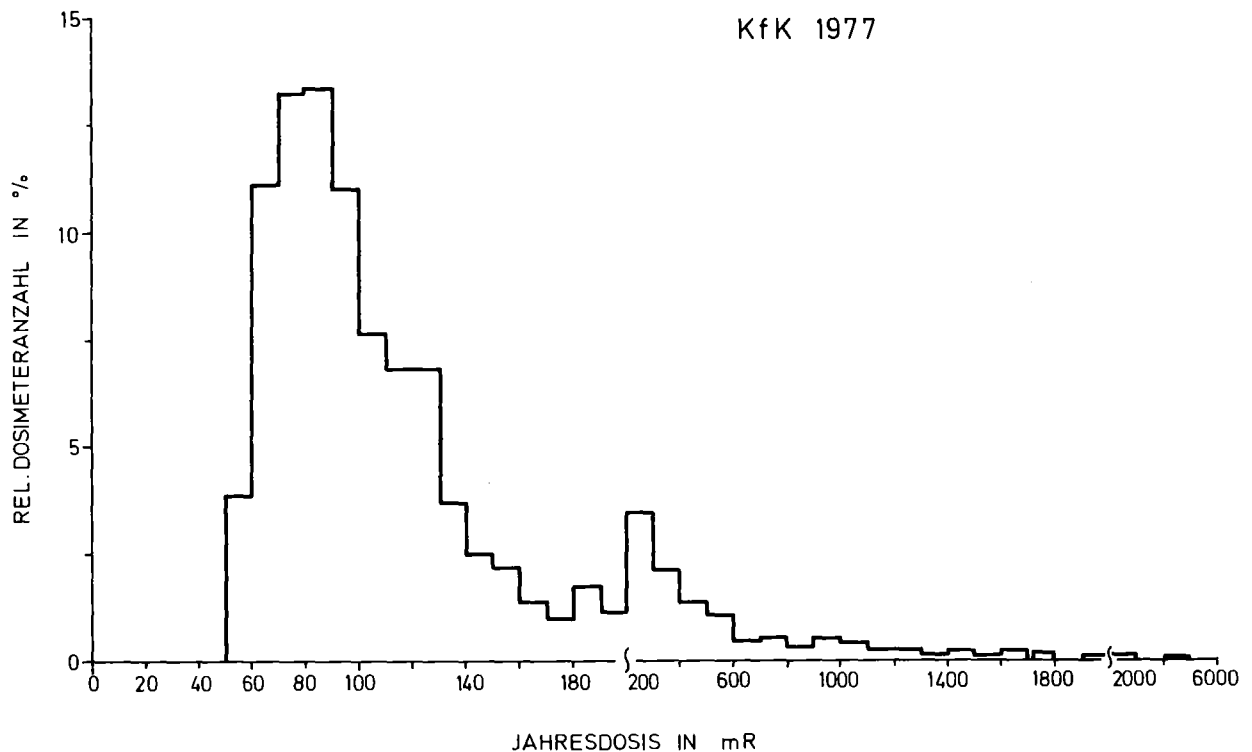


Abb. 3/8: Externe Strahlendosis der Mitarbeiter des KfK - einschließlich natürlicher Strahlung - im Jahre 1977

Im Kernforschungszentrum wurden im Jahre 1977 insg. 3157 Personen mit Phosphatglasdosimetern überwacht. Die Auswertung dieses Dosimeters erfolgt bei Bedarf sofort, bei einem Personenkreis von ca. 800 Personen monatlich, sonst halbjährlich. Im Berichtsjahr wurden insgesamt 17264 Glasdosimeterauswertungen durchgeführt. Die gemessene mittlere Jahresdosis pro Person lag in den einzelnen Instituten und Abteilungen des KfK zwischen 88 und 531 mrem. Die für die einzelnen Bereiche gefundenen mittleren Jahresdosiswerte pro Person einschließlich der natürlichen Strahlung sind in Tab. 3/30 wiedergegeben.

Anlage	Mittlere Personen- zahl 1977	Personendosis für 1977 in mrem
Beschleuniger	47	347
Biolog. u. med. Institute	61	86
Chem. Institute	331	239
Dekontamination	199	531
Physikal. Institute	480	96
Reaktorbetrieb	265	220
Strahlenschutz (Kontrollbereich)	73	353
Versorgungsbetriebe	635	108
Sonstige	1066	88

Tab. 3/30: Glasdosimetrie - Mittlere Jahresdosis für verschiedene Bereiche

Thermolumineszenzdosimeter werden innerhalb der Personenüberwachung besonders zum Nachweis von Betastrahlen, zur Teilkörperdosimetrie sowie zur Bestimmung der Neutronendosis mit dem Albedodosimeter eingesetzt. Zusammen mit Phosphatglasdosimetern werden TL-Dosimeter im Freien zur Ermittlung der natürlichen Strahlenbelastung und des Einflusses kerntechnischer Anlagen auf die Umgebung exponiert.

Im Berichtsjahr wurden 16 750 Thermolumineszenzdosimeter zur Personen- und Ortsdosimetrie ausgewertet. In dieser Zahl sind keine Auswertungen für F+E Arbeiten enthalten. Die Zahl der TLD-Routineauswertungen ist daher im Berichtsjahr um 70% gestiegen, wie aus Abb. 3/9 hervorgeht.

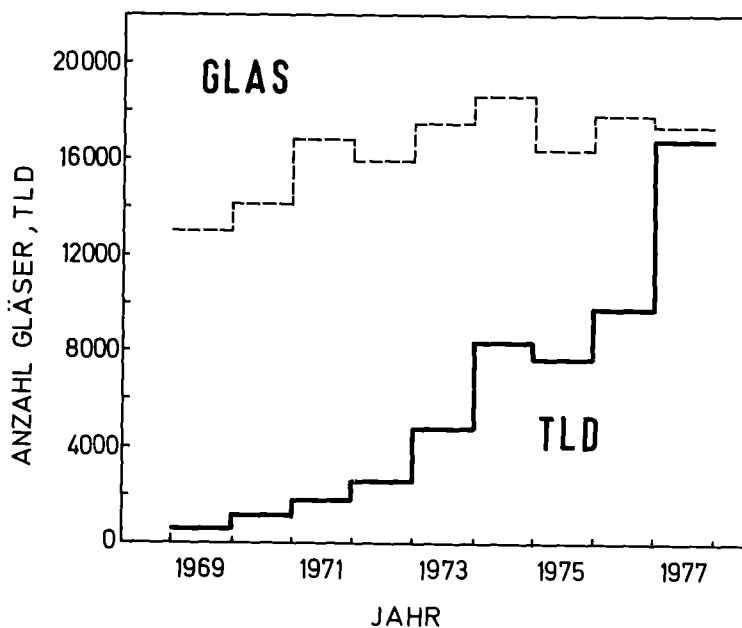


Abb. 3/9: Anzahl der jährlichen Auswertungen von TL- und Phosphatglasdosimetern

Die damit verbundene Arbeitszunahme konnte bisher unter anderem auch durch die Einführung geeigneter Dosimeterkapseln in der Personenüberwachung und Ortsdosimetrie (siehe 4.1.5) an Stelle des zeitraubenden Einschweißens der Dosimeter aufgefangen werden. Die routinemäßige Neutronenpersonenüberwachung mit dem serien-

mäßig hergestellten Karlsruher Albedodosimeter wurde am FR2 in Karlsruhe erfolgreich fortgesetzt und erstmals bei Euratomkontrollleuren innerhalb der Spaltstoffflußkontrolle durchgeführt. Die Kalibrierung des Albedodosimeters konnte an 4 Anlagen, in denen Neutronen zu erwarten waren, und bei 3 Neutronenvergleichsmessungen fortgeführt werden (s. 4.2.4). Neben diesen Neutronenvergleichsmessungen beteiligten wir uns am 3. internationalen Vergleichsprogramm bei der ERDA (New York) zur Messung der Gamma- und Betadosis in der Umgebung, an der jährlichen Vergleichsbestrahlung der PTB in Braunschweig für die amtlichen Meßstellen in der Bundesrepublik Deutschland und an den Euratom-Experimentiertagen für 6 MeV-Gammastrahlung und Röntgenfluoreszenzstrahlung in Fontenay-aux-Roses. Weitere Arbeiten galten der Dosisbestimmung in einem Deuteronenstrahl zur Bestrahlung von Virenproben des Krebsforschungszentrums Heidelberg und Hochdosismessungen bei der Abteilung Behandlung radioaktiver Abfälle und am Reaktor FR2 in Karlsruhe.

3.5.2 Inkorporationsmessungen

H.-P. Amann, H. Doerfel

Alle Mitarbeiter der Gesellschaft für Kernforschung, die mit offenen radioaktiven Substanzen umgehen, werden im Karlsruher Human-Body-Counter routinemäßig auf Inkorporationen untersucht. Außerdem werden regelmäßige Inkorporationsmessungen an einem entsprechenden Personenkreis der GWK und der KBG durchgeführt. Die Meßanlage dient ferner zu Sondermessungen nach Zwischenfällen sowie zur Ausmessung von großvolumigen Pflanzen- und Bodenproben. Darüberhinaus wird mit dem Human-Body-Counter an einer Referenzgruppe von etwa 10 weiblichen und 10 männlichen Mitarbeitern der ASS seit 1961 kontinuierlich der Gehalt von Fallout-Radionukliden ermittelt. Im Routinebetrieb wird mit vier NaJ(Tl)-Kristallen sowohl integral als auch selektiv gemessen, so daß bei einer gegebenen Inkorporation unmittelbare Aussagen über die Verteilung der inkorporierten Radionuklide möglich sind. Bei Verdacht auf inkorporierte Transurane werden in der neuen Meßzelle des Lung-Counters zusätzliche Messungen mit NaJ/CsJ-Sandwichdetektoren oder Argon-Methan-Proportionalzählern vorgenommen.

Institutionen	Messungen gesamt	Inkorporationen	inkorporierte Nuklide
Reaktorbetrieb	424	8	^{137}Cs , ^{60}Co , ^{58}Co , ^{131}J *
Zyklotron	53	-	
Dekontamination - ADB-Stampers.	285	13	^{58}Co , ^{60}Co , ^{131}J , ^{134}Cs , ^{137}Cs
- ADB-Fremdpers.	445	50	^{58}Co , ^{60}Co , ^{95}Zr , ^{131}J , ^{137}Cs
- ABRA	66	5	^{137}Cs
Strahlenschutz	130	-	
Chemische Institute	470	2	^{131}J
Physikalische Institute	277	36	^{60}Co , ^{131}J , ^{137}Cs
Biologische Institute	14	-	
Sonstige Pers. d. KfK	153	1	^{131}J *
TU	33	1	^{137}Cs
GWK	369	11	^{58}Co , ^{60}Co , ^{137}Cs
KNK	145	-	
MZFR	139	56	^{58}Co , ^{60}Co
Sonst. Pers. außerhalb des KfK	73	13	^{57}Co , ^{95}Zr , ^{124}Sb , ^{131}J , ^{137}Cs

Tab. 3/31: Inkorporationsmessungen im Body Counter bzw. Lung Counter (KfK 1977)

* Nuklearmedizinischer Test

Nuklid	0,01-0,1%	0,1-1%	1-10%	10-100%	> 100%
Co-57	-	1	-	-	-
Co-58	20	4	-	-	-
Co-60	80	26	3	1	-
Zr/Nb-95	2	-	-	-	-
Sb-124	-	1	6	2	-
J-131	4	33	8	3	-
Cs-134	1	-	-	-	-
Cs-134	42	2	-	-	-

Tab. 3/32: Inkorporierte Aktivität in Prozent der zulässigen Belastung (KfK 1977)

1977 wurden im Rahmen der Inkorporationsüberwachung 3076 Messungen im Human-Body-Counter und 19 Messungen im Lung-Counter durchgeführt. Während die Lung-Counter-Messungen in keinem Fall einen Befund ergaben, wurden bei den Body-Counter-Messungen insgesamt 195 Inkorporationen festgestellt. In 153 Fällen handelte es sich dabei um Einfachinkorporationen. In 40 Fällen waren zwei Nuklide beteiligt, in zwei Fällen drei Nuklide. In der Tab. 3/31 sind die ermittelten Nuklide im einzelnen aufgeführt.

Die Tab. 3/32 vermittelt einen Überblick über die festgestellten Inkorporationen in Prozent der zulässigen Körper- bzw. Organbelastung.

Bei den Messungen an der Referenzgruppe konnten auch in diesem Jahr außer ^{137}Cs keine Fallout-Radionuklide nachgewiesen werden. Im Jahresdurchschnitt ergab sich innerhalb der Gruppe eine mittlere ^{137}Cs -Aktivität von 8,4 pCi/kg gegenüber 14,7 pCi/kg im Vorjahr (siehe Abb. 3/10). Damit ist die ^{137}Cs -Aktivität inzwischen bis in die Nähe der unteren Nachweisgrenze abgeklungen.

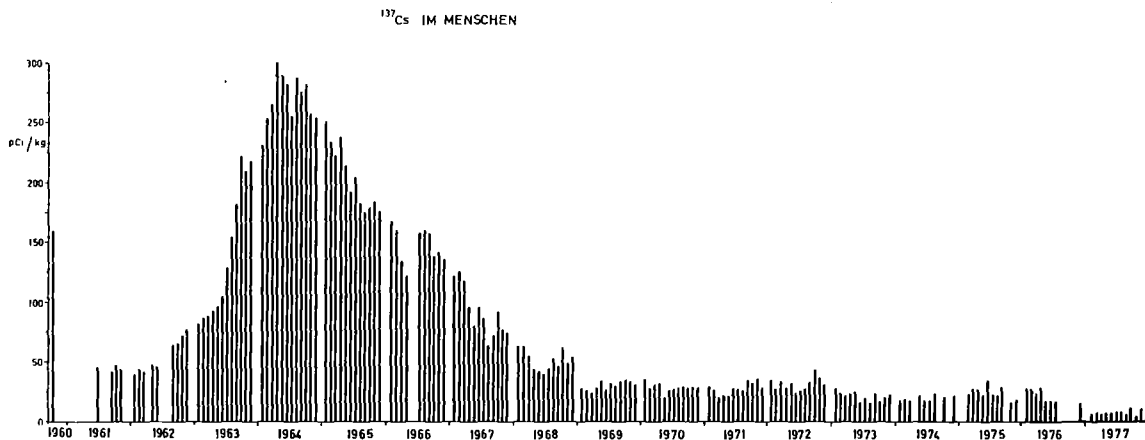


Abb. 3/10: ^{137}Cs im Menschen nach Messung der Abteilung Strahlenschutz und Sicherheit an einer Referenzgruppe

4. Dosimetrie und Spektroskopie

4.1 Photonendosimetrie

4.1.1 Einfluß der Temperatur auf das Fadingverhalten von TL-Materialien

B. Burgkhardt, I. Hofmann, E. Piesch

Thermolumineszenzdosimeter werden vor allem innerhalb der Umgebungsüberwachung relativ großen Temperaturschwankungen ausgesetzt. Bei Sonneneinstrahlung im Sommer ist mit Temperaturen von mehr als 50°C zu rechnen. Auch bei einer lichtdichten Verpackung der Dosimeter erwartet man innerhalb der 1-monatigen bis 6-monatigen Überwachungsperiode einen temperaturabhängigen Meßwertschwund. Da das Fadingverhalten bei kleiner Dosisleistung und längeren Akkumulierungszeiten nur schlecht im Labor experimentell ermittelt werden kann, wurden vorbestrahlte Dosimeter über einen Zeitraum von über einem Jahr bei verschiedenen Temperaturen gelagert, um das Langzeitfading der TLD-Materialien zu ermitteln [7],

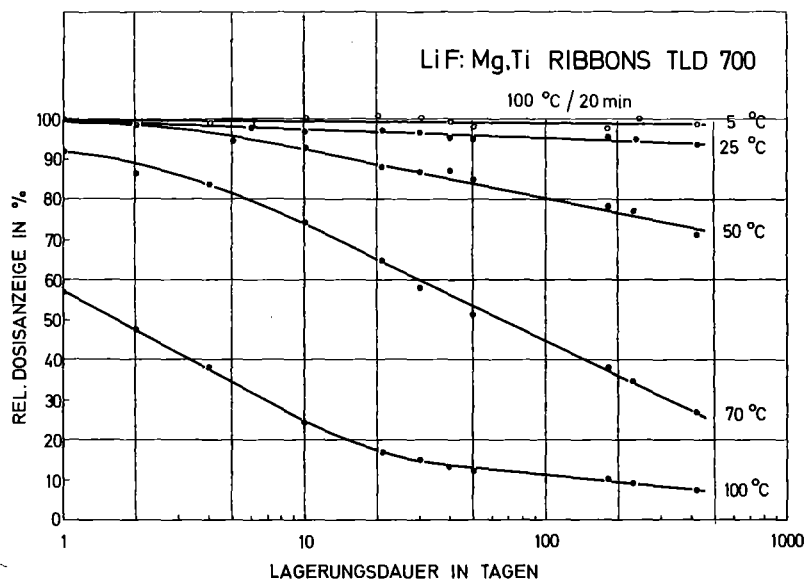


Abb. 4/1: Langzeitfading von Harshaw LiF: Mg, Ti

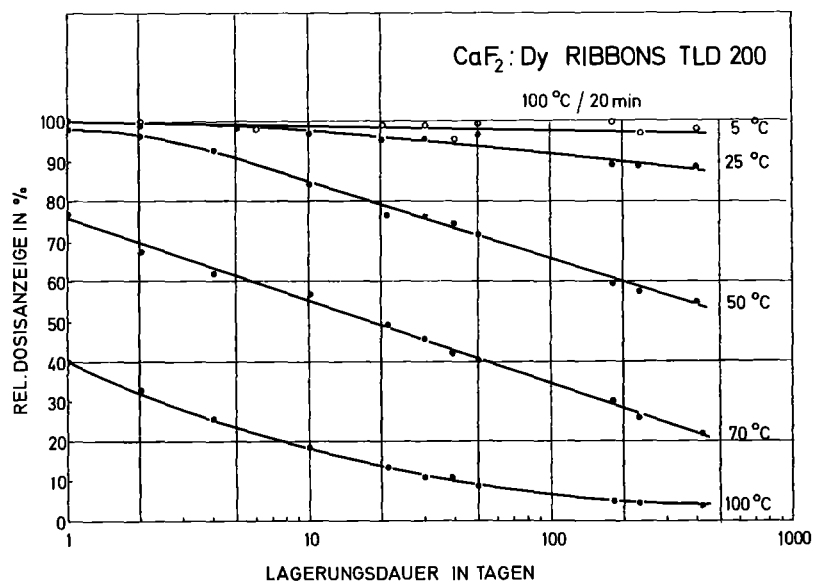


Abb. 4/2: Langzeitfading von Harshaw CaF₂: Dy

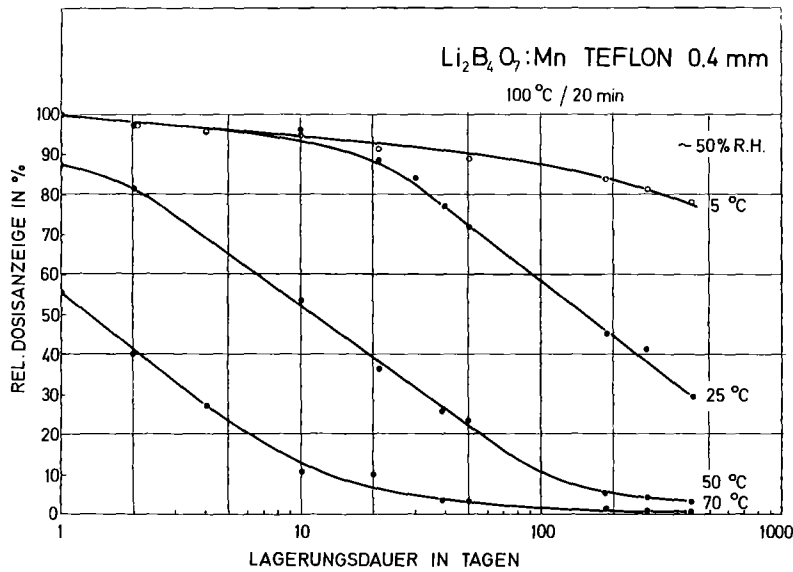


Abb. 4/3: Langzeitfading von Li₂B₄O₇: Mn in Teflon

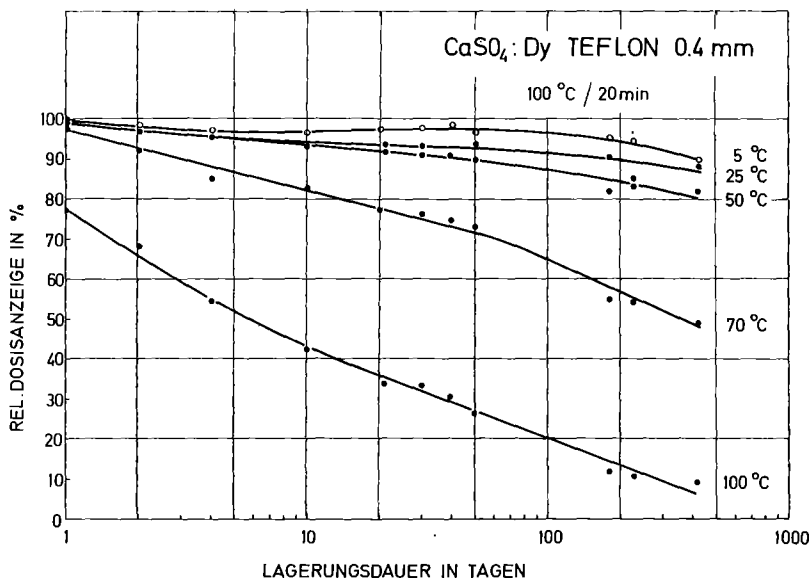


Abb. 4/4: Langzeitfading von CaSO₄: Dy in Teflon

Die relative Dosisanzeige verschiedener TL-Materialien ist in den Abbildungen 4/1 bis 4/4 in Abhängigkeit von der Lagerungszeit bei Lagertemperaturen von 5°C, 25°C, 70°C und 100°C wiedergegeben. Die Dosisanzeige wurde hierbei auf den Meßwert von Dosimetern bezogen, die 1 Tag vor der Auswertung bestrahlt und bei Zimmertemperatur gelagert wurden. TLD 200 und TLD 700 wurden zuvor nach folgenden Methoden regeneriert: 400°C über 1 h, Abkühlung innerhalb von 20 min auf 100°C, 100°C über 2 h. Alle Dosimeter wurden einer Vorwärmung bei 100°C über 20 min unterzogen. Lagerung bei 25°C führt nach 624 Tagen zu einem Fading von 6% bei LiF, 10% bei CaF₂ und CaSO₄ und 70% bei Li₂B₄O₇. Wegen des geringen Fadings auch bei höheren Temperaturen sind für einen langzeitigen Einsatz in der Umgebungsüberwachung LiF- und CaSO₄-Dosimetern den anderen Materialien vorzuziehen.

4.1.2 Einfluß der Luftfeuchtigkeit auf das Fadingverhalten von TL-Materialien

B. Burgkhardt, I. Hofmann, E. Piesch

Für eine Anwendung von TL-Materialien in der Umgebungsdosimetrie ist die Empfindlichkeit der Materialien gegenüber Einflüssen der Luftfeuchte und einer direkten Wassereinwirkung von besonderem Interesse. Die Langzeitfadingversuche wurden daher auch bei verschiedener relativer Luftfeuchtigkeit und zwar bei 30%, 60% und 97% durchgeführt. Ein Einfluß der Luftfeuchte ist vor allem bei wasserlöslichen TL-Materialien auch vom Trägermaterial, z.B. Teflon, abhängig. Polykristalline Preßlinge bzw. Einkristalle zeigen keinen direkten Einfluß auf das Fadingverhalten, wengleich bei höherer Luftfeuchtigkeit ein Anstieg der Dosisanzeige bei niederen Temperaturen von 5°C und kurzer Lagerung beobachtet wurde, während bei höheren Temperaturen nur eine größere Streuung der Meßwerte, d.h. eine ungünstigere Reproduzierbarkeit festzustellen war [7].

Von den untersuchten TL-Materialien zeigte $\text{Li}_2\text{B}_4\text{O}_7$ einen direkten Einfluß der Luftfeuchte auf die Dosisanzeige, die mit zunehmender relativer Feuchte abfällt. Die Ergebnisse in Abb. 4/5 zeigen, daß für $\text{Li}_2\text{B}_4\text{O}_7$ in Pulverform, als auch in Teflon ein bei höheren Temperaturen ähnliches Fading von ca. 40% nach 50 Tagen erhalten wird.

Neben dem feuchtigkeitsbedingten Fading zeigen unsere Versuche unter anderem auch, daß ein langzeitiger Feuchtigkeitseinfluß verbunden mit hoher Temperatur bei $\text{Li}_2\text{B}_4\text{O}_7$ zu bleibenden Schäden im TL-Material führen kann. Nach dem Langzeitversuch wurde bei diesen Dosimetern eine Verringerung der relativen Dosisempfindlichkeit festgestellt (Abb. 4/6). Dieser Effekt tritt aber erst bei Luftfeuchten oberhalb 60% auf und kann bei 50°C und einem Langzeiteinfluß von 424 Tagen zu einer 90-prozentigen Zerstörung der Haftstellen führen.

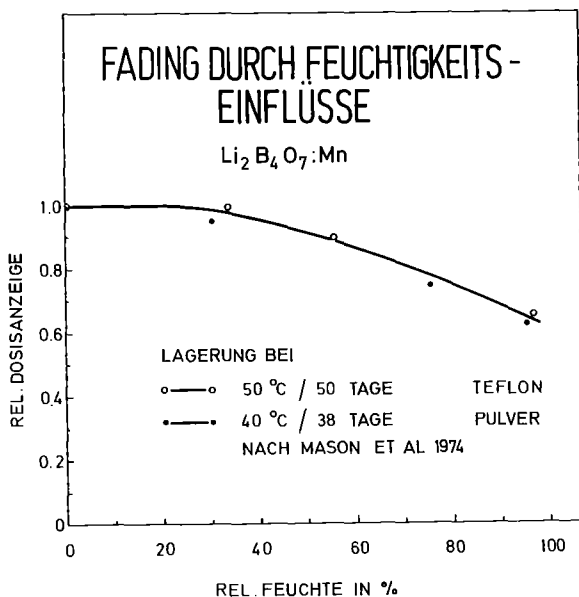


Abb. 4/5: Fading in $\text{Li}_2\text{B}_4\text{O}_7:\text{Mn}$ in Teflon in Abhängigkeit von der relativen Luftfeuchtigkeit

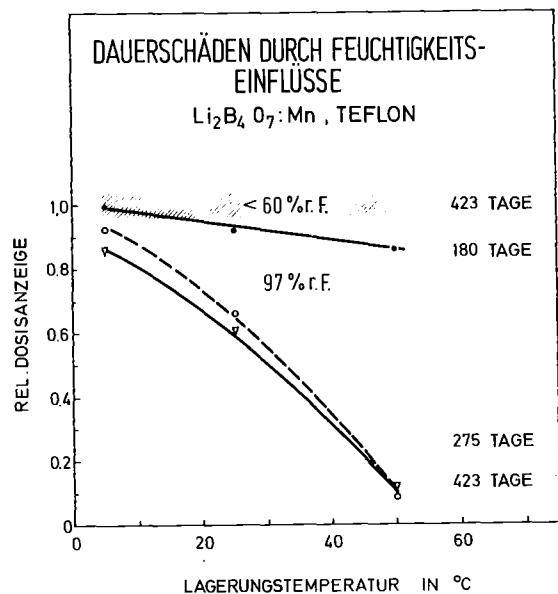


Abb. 4/6: Irreversible Änderung der Dosimeterempfindlichkeit bei hoher Luftfeuchtigkeit und Temperatur

4.1.3 Reduzierung des Fadings von Thermolumineszenzdosimetern

B. Burgkhardt, I. Hofmann, E. Piesch

Das temperaturabhängige Fading von Thermolumineszenzdosimetern läßt sich durch Anwendung einer geeigneten Wärmebehandlung unmittelbar vor der Auswertung wesentlich verringern. Diese Vortemperung des Dosimeters löscht zunächst vorhandene Glowpeaks im unteren Temperaturbereich, die im wesentlichen für das Kurzzeitfading verantwortlich sind, kann aber bei längerer Einwirkungsdauer zu einer Verschiebung des Hauptglowpeaks nach höheren Temperaturen und damit zu einer wesentlichen Herabsetzung der Empfindlichkeit führen. Zur Optimierung der Fading-Charakteristik von TL-Materialien wurden 3 verschiedene Verfahren angewandt:

- kurzzeitige Vortemperung im Auswertegerät mit Temperaturen oberhalb 100°C,
- externe Wärmebehandlung in einem Ofen im Temperaturbereich 90°C bis 140°C,
- externe Wärmebehandlung bei 100°C mit einer unterschiedlich langen Wärmebehandlungsdauer.

Die Fadingversuche wurden mit verschiedenen TL-Materialien unter Lichtausschluß durchgeführt, wobei bestrahlte Dosimeter bei Temperaturen von 50°C über einen gestaffelten Zeitraum von 20 Tagen gelagert wurden. Die Ergebnisse der Versuchsreihen sind in Abb. 4/7 bis 4/9 für eine langzeitige Wärmebehandlung bei 100°C und für kurzzeitige Wärmebehandlungen bei höheren Temperaturen im Auswertegerät bzw. im Ofen wiedergegeben. Die Ergebnisse zeigen, daß eine externe Wärmebehandlung bei allen TL-Materialien effektiver ist als eine entsprechende kurzzeitige Vortemperierung im Auswertegerät. Bei LiF:Mg, Ti führt eine Temperaturbehandlung von 100°C über 2 Stunden zu einer Reduzierung des Fadings von 12% auf 4%. Beim LiF:Na, Mg wird nach einer Temperaturbehandlung bei 120°C über 20 Minuten praktisch kein Fading gefunden. Das relativ große Fading von CaF₂:Dy (TLD 200) kann bevorzugt nach einer langzeitigen Wärmebehandlung von 100°C über 16 Stunden von 25% auf ca. 1% reduziert werden. Die Methode der Fadingreduzierung kann bei Li₂B₄O₇:Mn, Si-Dosimetern jedoch nicht angewandt werden. Es zeigt sich vielmehr, daß eine Verlängerung der Wärmebehandlungsdauer zu einer Erhöhung des Fadings führt.

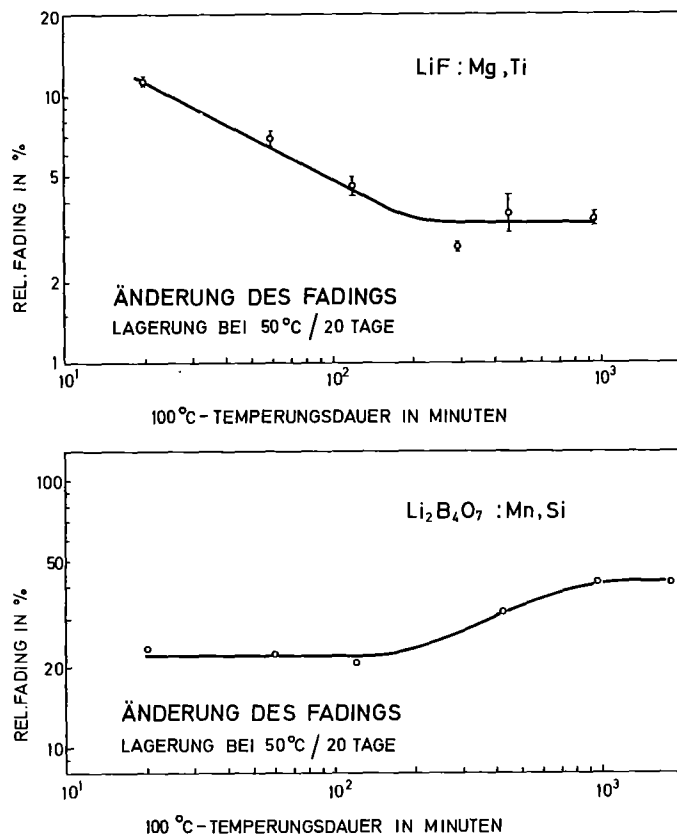


Abb. 4/7: Änderung des Fadings von TLD 700 und Li₂B₄O₇:Mn, Si als Funktion der Vortemperung bei 100°C

Die zur Reduzierung des Fadings angewandten Wärmebehandlungsmethoden verringern gleichzeitig die relative Dosisanzeige vor allem bei Anwendung einer höheren Temperatur oder einer langzeitigen Wärmebehandlung. Entsprechende Ergebnisse sind in Abb. 4/10 und 4/11 für die durchgeführten Meßreihen wiedergegeben. Im Vergleich zu LiF:Mg,Ti ist der Meßverlust beim CaF₂:Dy relativ hoch, kann aber wegen der hohen Empfindlichkeit von CaF₂:Dy in Kauf genommen werden. Im Hinblick auf eine bessere Reproduzierbarkeit erscheint eine längere Wärmebehandlung bei 100°C günstiger zu sein als eine kurzzeitige Wärmebehandlung bei höheren Temperaturen.

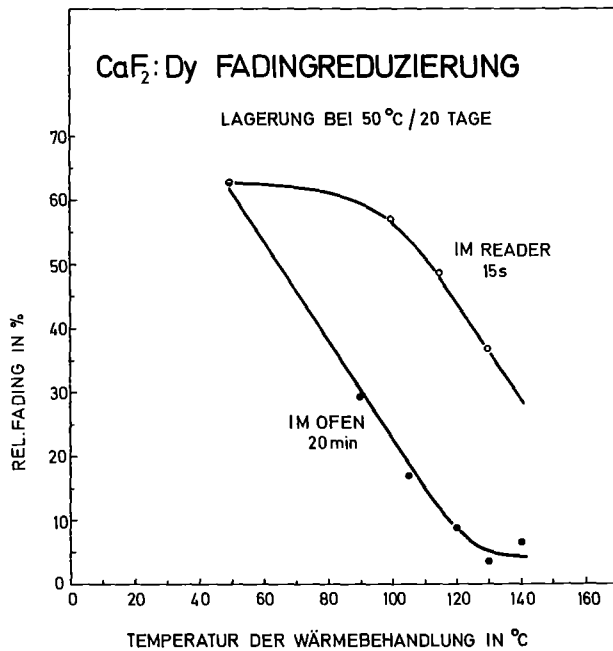


Abb. 4/8: Änderung des Fadings von TLD 200 als Funktion der Wärmebehandlung

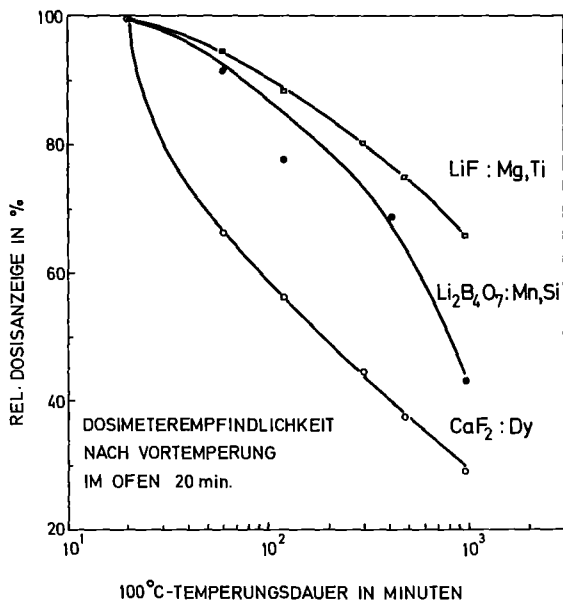


Abb. 4/10: Änderung der Dosimeterempfindlichkeit als Funktion der Vortemperaturdauer

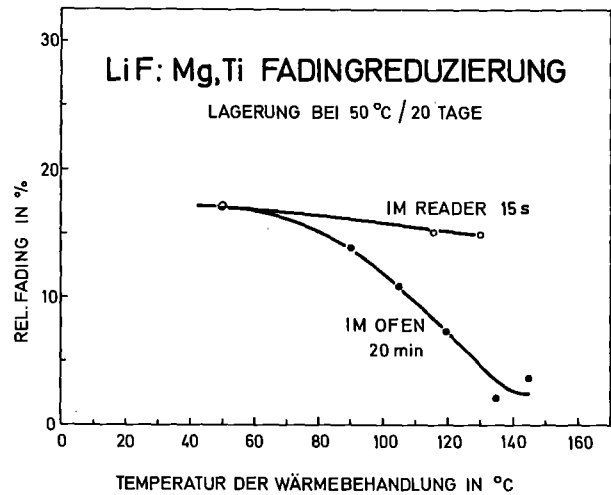


Abb. 4/9: Änderung des Fadings von TLD 700 als Funktion der Wärmebehandlung

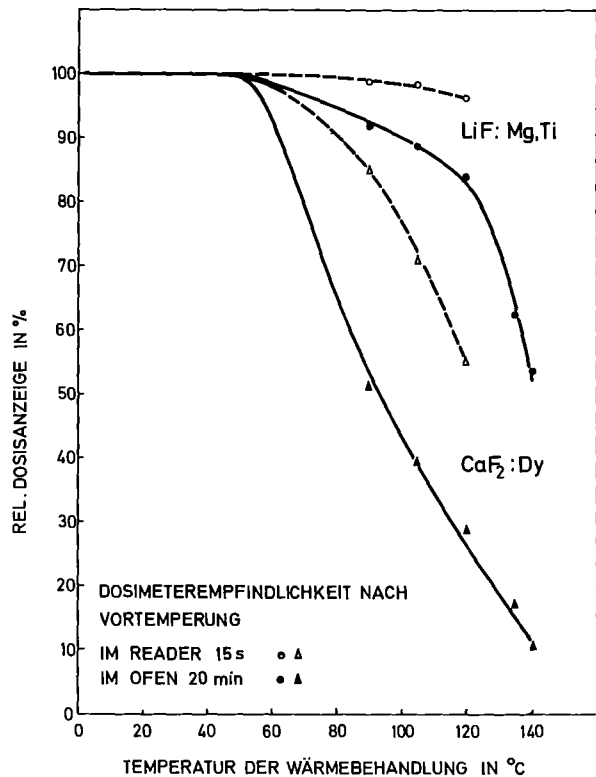


Abb. 4/11: Änderung der Dosimeterempfindlichkeit als Funktion der Wärmebehandlung

Für eine Anwendung von Thermolumineszenzdosimetern in der Personenüberwachung ist das Langzeitfading bei Zimmertemperatur für die meisten TL-Materialien zufriedenstellend, so daß eine Wärmebehandlung bei 100°C über 20 Minuten ausreichend erscheint. Für eine Anwendung in der Umgebungsüberwachung ist eine langzeitige Wärmebehandlung im Ofen und nicht im Auswertegerät empfehlenswert, um die Fadingcharakteristik des Dosimeters wirkungsvoll zu verbessern. In Tab. 4/1 sind die Ergebnisse optimaler Verfahren der Vortemperatur wiedergegeben.

Material	Vortemperatur	Rel. Anzeige*)	Fading x)
LiF:Mg,Ti	100°C/20min	1,0	12%
	100°C/5h	0,8	3%
	135°C/20min	0,62	3%
LiF:Na,Mg	120°C/20min	0,9	1%
Li ₂ B ₄ O ₇ :Mn,Si	100°C/2h	0,78	20%
CaF ₂ :Dy	100°C/16h	0,3	2%
	130°C/20min	0,2	5%

x) Fading nach 20 Tagen Lagerung bei 50°C.

*) Rel. Dosisanzeige 1,0 für Vortemperatur 100°C/20 min

Tab. 4/1: Optimale Wärmebehandlung zur Reduzierung des Fadings

Der Einfluß einer optimalen Vortemperatur bei einer Lagerungstemperatur von 70°C ist in Abb. 4/12 für verschiedene TL-Materialien wiedergegeben. Eine Temperaturvorbereitung kann nach längerer Lagerungsdauer vor allem bei höheren Temperaturen zu einer Haftstellenumbesetzung und damit zu einer Neubesetzung bereits entleerter Haftstellen führen, wie dies die Ergebnisse beim CaF₂:Dy-Dosimeter offensichtlich zeigen. Das resultierende Fading wird u.a. durch die angewandte Regenerierungsmethode bei 400°C zur Löschung einer Restdosis vor Wiederverwendung des Dosimeters bestimmt. Unterschiedliche Fadingergebnisse in der Literatur können zum Teil auf diesen Einfluß zurückgeführt werden.

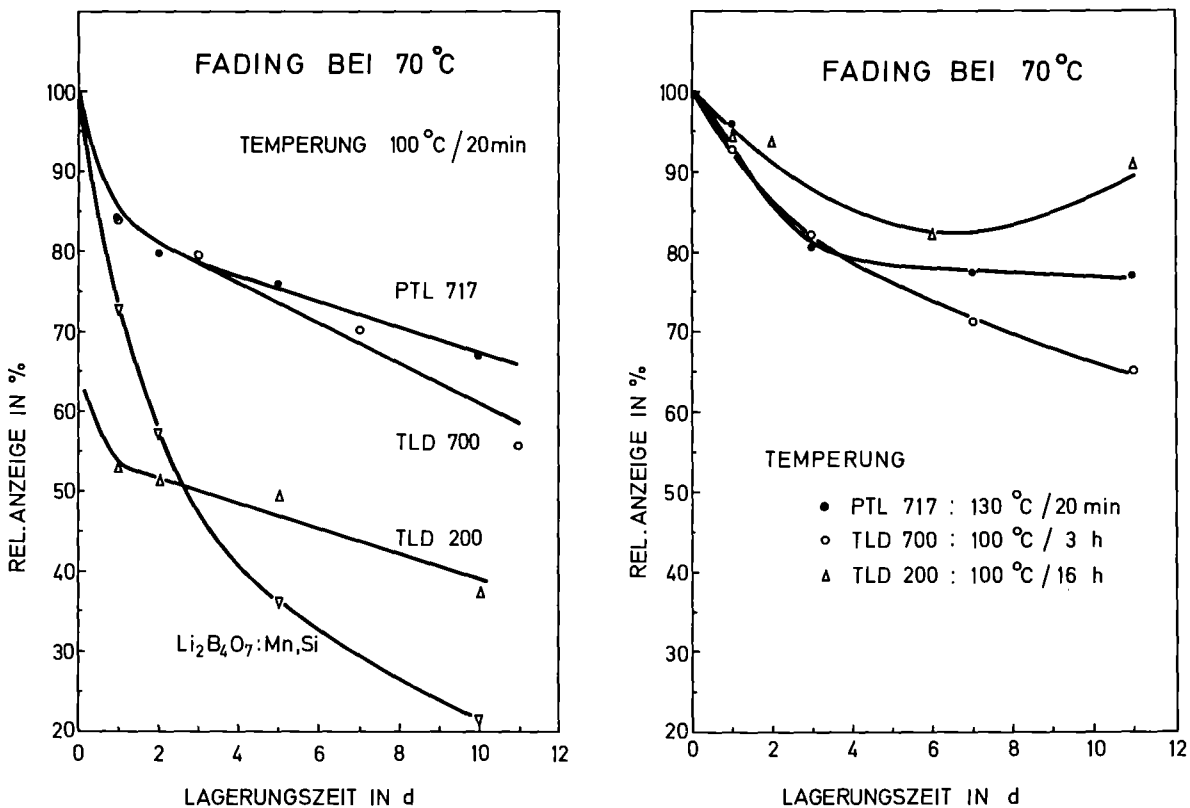


Abb.4/12: Fadingeinfluß bei verschiedener Vortemperatur nach einer Lagerung bei 70°C.

4.1.4 Beta-Dosimeter Vergleichsmessung

B. Burgkhardt, I. Hofmann

Das Dosimetrielabor beteiligte sich 1977 an einer ersten Vergleichsmessung mit Beta-Dosimetern in Oak Ridge, USA. Die entsprechenden Dosimeter wurden hierbei über einer großflächig kontaminierten Bodenfläche in einer Höhe von 10 cm, 1m und 2m bestrahlt. Verwendet wurden Thermolumineszenzdosimeter der Type TLD 700/0,2mm, TLD 700/0,9mm sowie TLD 100/Graphit mit unterschiedlich dicker Abdeckung. Die Meßergebnisse der Vergleichsbestrahlung sind in Abb. 4/13 in Abhängigkeit von der Dicke der Abdeckung wiedergegeben. Die Dosisanzeige entspricht einer gamma-äquivalenten Anzeige in den Einheiten der Energiedosis in Luft (Konversionsfaktor 0,87 rad/R). Zum Vergleich sind die Ergebnisse einer PTB-Kalibrierbestrahlung für $^{90}\text{Sr}/^{90}\text{Y}$ wiedergegeben, wobei die relative Dosisanzeige auf den Meßwert hinter einem Absorber von 9 mg/cm^2 bezogen wurde. Aufgrund der PTB-Kalibrierung wird die tatsächliche Beta-Dosis mit einem 0,9mm dicken TLD 700 bei $^{90}\text{Sr}/^{90}\text{Y}$ um 30% unterbewertet angezeigt. Die TLD-Messung stimmt recht gut überein mit den Ergebnissen einer Ionisationskammer-Messung.

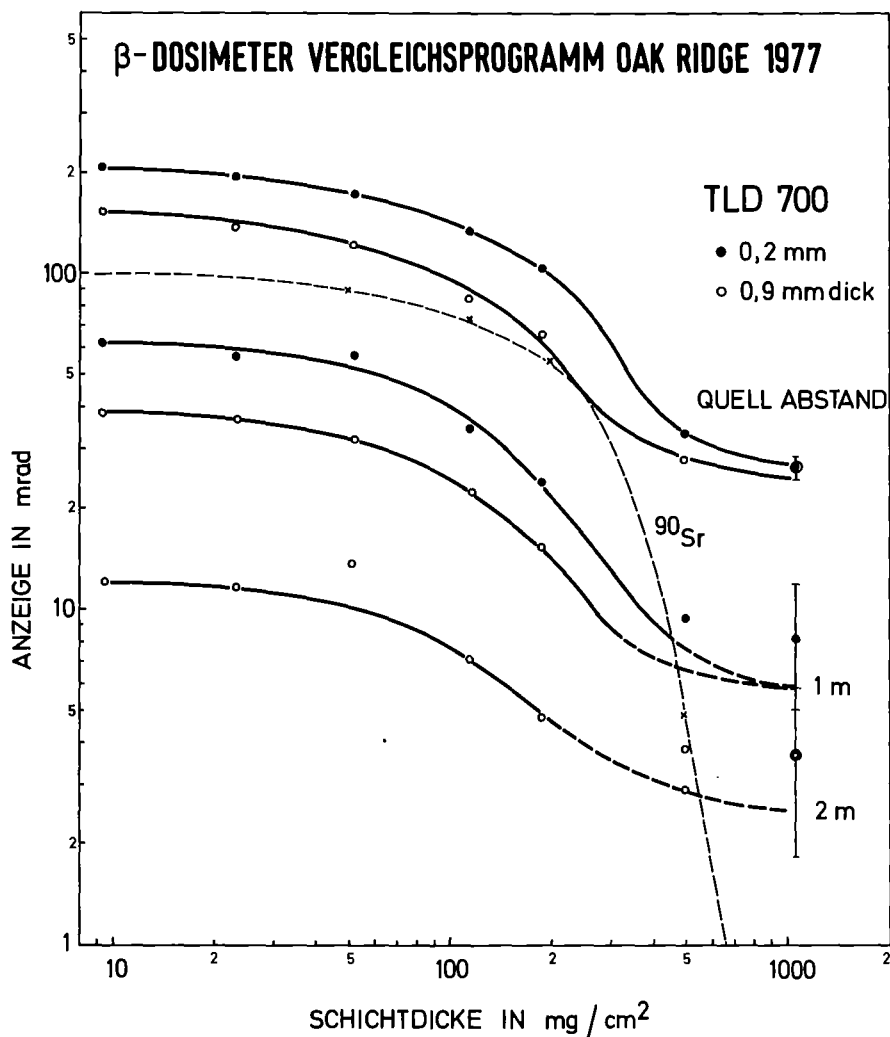


Abb. 4/13: Gammaäquivalente β -Dosisanzeige von TLD 700 in Abhängigkeit von der Dosimeterabdeckung, Oak Ridge 1977

4.1.5 Beta-Dosisanteil der natürlichen Strahlung im Freien

B. Burgkhardt, E. Piesch

Festkörperdosimeter werden im Freien zur Überwachung des natürlichen Strahlenpegels und von kerntechnischen Anlagen eingesetzt. Hierbei ist es ausreichend, anstelle der Hautdosis die Ganzkörperdosis zu ermitteln, Grund:

- die natürliche Strahlung hat ausschließlich energiereiche Strahlungskomponenten mit einer mittleren Energie von 1 MeV,
- der relativ geringe Anteil an energiearmer Photonenstrahlung sowie der Beta-Strahlung, vor allem von Radon und seinen Folgeprodukten, ist trotz einer jahreszeitlichen Schwankung klein
- der zugelassene Körperdosisgrenzwert für die Haut für nicht durchdringende Strahlung ist 6 mal höher im Vergleich zum Ganzkörper

Im Kernforschungszentrum Karlsruhe wurde bisher aus historischen Gründen vor allem wegen eines möglichen Einflusses von Kr-85 aus der WAK neben dem Phosphatglasdosimeter zur Messung der Tiefendosis auch ein Lithiumfluoriddosimeter zur Messung der Hautdosis eingesetzt. Die entsprechenden Ergebnisse beider Dosimetersysteme konnten wegen des zusätzlichen Nachweises nichtdurchdringender Strahlung beim Lithiumfluorid nicht direkt miteinander verglichen werden.

An mehreren Stellen der Umgebung wurden daher über einen Zeitraum von mehreren Jahren Lithiumfluoriddosimeter mit 50 mg/cm² und 500 mg/cm² Abdeckung eingesetzt und das entsprechende Meßwertverhältnis Oberflächendosis/Tiefendosis ermittelt. Bedingt durch die jahreszeitlichen Schwankungen der Beta-Strahlungskomponente sowie durch Meßfehler des Dosimetersystems zeigt die Häufigkeitsverteilung der Einzelmeßwerte eine recht breite Streuung. Für eine weitere Auswertung wurde daher die entsprechende Langzeitdosis an einem Meßort herangezogen. Die Ergebnisse in Abb. 4/14 führten zu einer wesentlich geringeren Streuung. Danach ist der Oberflächendosisanteil etwa 14% höher als die Ganzkörperdosis.

Die entsprechenden Jahresdosiswerte, die in den vergangenen Jahren mit Glasdosimetern und Lithiumfluoriddosimetern erhalten wurden, ergaben zum Teil höhere Werte für das Lithiumfluoriddosimeter und waren Anlaß für eine recht unterschiedliche Interpretation. Neben dem zusätzlichen Nachweis von Beta-Strahlung beim Lithiumfluorid müssen hierbei aber auch die im Vergleich zu Lithiumfluorid relativ größeren Meß- und Kalibrierfehler beim Phosphatglas berücksichtigt werden. Anläßlich der Erweiterung des Geländezaunes und einem damit bedingten Ausbau des Meßstellennetzes wurden im Jahre 1977 für alle Meßstellen Lithiumfluoriddosimeter mit einer Abdeckung von 500 mg/cm² verwendet, so daß mit beiden Festkörperdosimetersystemen eine vergleichbare Tiefendosismessung durchgeführt wird.

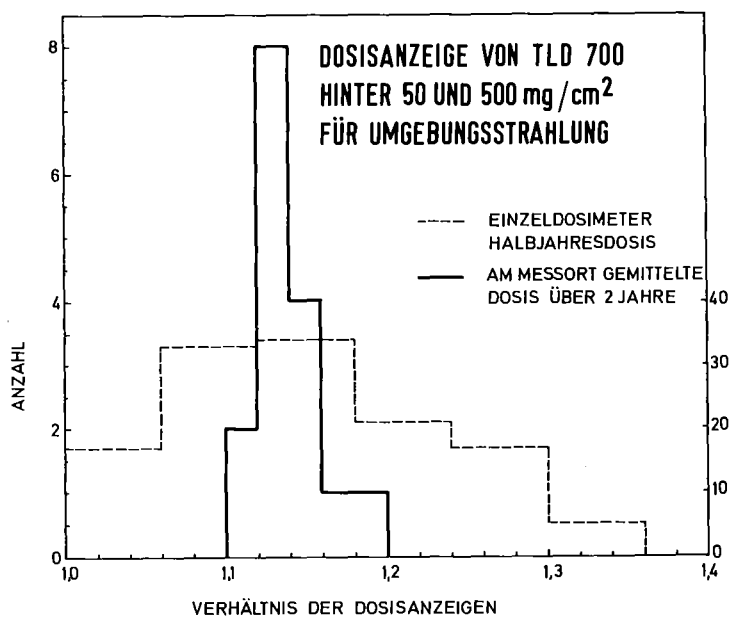


Abb. 4/14: Verhältnis der Dosisanzeige von TLD 700 hinter 50 mg/cm² bzw. 500mg/cm² Abdeckung bei Exposition im Freien

4.1.6 Stabilisierung der Aufheizgeschwindigkeit im TLD-Auswertegerät Toledo

H. Röber, B. Burgkhardt

Die Genauigkeit einer TLD-Auswertung hängt wesentlich von der Reproduzierbarkeit des Aufheizzyklus während der Messung ab. Darüberhinaus ist beim Ausschreiben von Glow-Kurven zur Analyse der TL-Intensität in Abhängigkeit von der Temperatur eine reproduzierbare, konstante und relativ kleine Aufheizgeschwindigkeit in einem weiten Temperaturbereich erforderlich. TLD-Auswertegeräte, wie das Pitman TOLEDO, haben einen speziellen Einschub vorgesehen, um verschiedene Temperaturprofile einstellen zu können (hier: $1,9^{\circ}\text{C/s}$ von 100°C - 350°C).

Wegen der Temperaturabhängigkeit der TL-Anzeige (Auswertung ohne Dosimeter), wie sie im unteren Teil der Abb. 4/15 wiedergegeben ist, hängt die Nulldosisanzeige von der Aufheizgeschwindigkeit ab. Zur Vermeidung einer hohen Nulldosisanzeige sollte das Dosimeter nur kurzzeitig auf der Maximaltemperatur bleiben. Das Beispiel in Abb. 4/15 zeigt, daß die Nulldosisanzeige durch eine unterschiedliche Aufheizrate bis zu einem Faktor 4 größer sein kann.

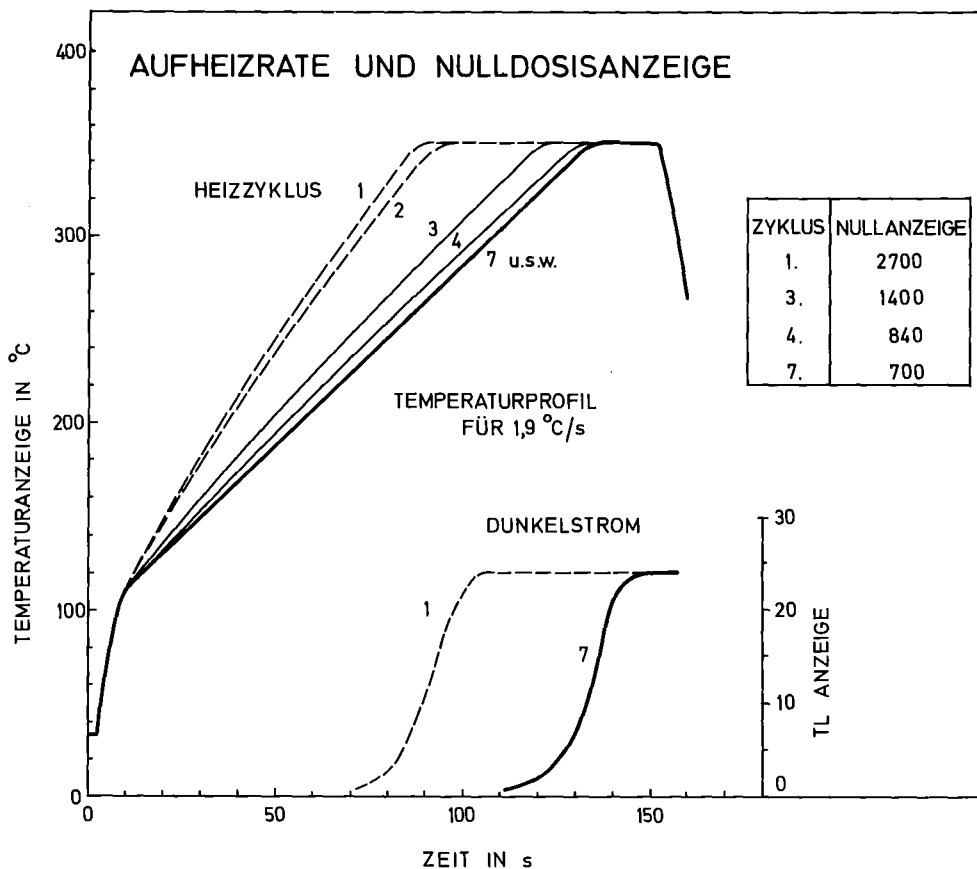


Abb. 4/15: Aufheizgeschwindigkeit und Nulldosisanzeige im TLD-Auswertegerät Toledo

Beim vorliegenden TLD-Auswertegerät TOLEDO zeigte sich trotz Dauerbetrieb vor Beginn jeder Meßreihe eine beträchtliche Änderung der Aufheizgeschwindigkeit, die zunächst nur durch die oben erwähnte Änderung der Nulldosisanzeige bemerkt wurde. Erst nach 7-maliger Wiederholung des Aufheizzyklus wurde ein konstantes Temperaturprofil erhalten. Wurde das Gerät anschließend ca. 1 Stunde nicht benutzt, war dieser Effekt bei einem erneuten Auswertebeginn wieder zu beobachten.

Zur Erzeugung eines konstanten Temperaturanstieges wird eine Referenzspannung benötigt, die während des Aufheizens linear ansteigt. Diese Referenzspannung wird mit einer Integratorschaltung erzeugt, wie sie im Toledo Manual (Fig. 17, Bord 5/IC24) abgebildet ist. Zur Steuerung der Integratorschaltung wurden die

Feldeffekttransistoren TR 28, TR 29, TR 30 verwendet, die hier in einer relativ hochohmigen RC-Kombination als Schalter dienen. Das Ersetzen der Transistoren durch Reed-Relais nach Abb. 4/16b stabilisierte die Aufheizgeschwindigkeit so gut, daß ein tägliches Nachstellen entfällt,

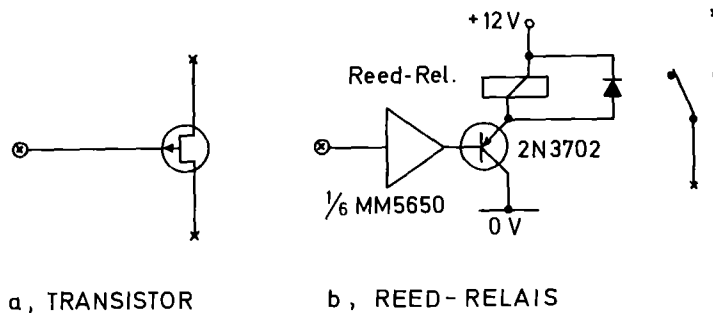


Abb. 4/16: Blockschaltbild zur Erzeugung eines konstanten Temperaturanstieges

4.1.7 Verhalten von Thermolumineszenzdosimetern im Hochdosisbereich

B. Burgkhardt, E. Piesch

Bei Verwendung von TLD-Dosimetern im Dosisbereich oberhalb 100 Röntgen ist mit Änderungen im Festkörper zu rechnen, welche vor allem folgende Effekte verursachen:

- die Dosisanzeige ist nicht mehr proportional zur Dosis,
- die Dosisempfindlichkeit ändert sich nach einer Hochdosisvorbestrahlung und muß bei Wiederverwendung berücksichtigt werden,
- die Nulldosisanzeige vorbestrahlter Dosimeter ist von der Höhe der Vorbestrahlung abhängig.

Wegen der praktischen Bedeutung dieser Einflüsse wurde das Verhalten verschiedener kommerzieller Materialien insbesondere von LiF und $\text{Li}_2\text{B}_4\text{O}_7$ Dosimetern im Dosisbereich 10 R bis 2×10^6 R in einem Harshaw-Auswertegerät 2000 A + B untersucht [9,47].

Das Verhalten der Glow-Kurve in diesem Dosisbereich ist in Abb. 4/17 für verschiedene TLD-Materialien wiedergegeben. Bei Hochdosisbestrahlungen werden bei Lithiumfluorid vor allem Hochtemperaturpeaks zusätzlich besetzt. Je nach Aktivatormaterial und der zu Grunde gelegten Wärmebehandlungstechnik bei der vorangehenden Regenerierung werden unterschiedlich komplexe Glow-Kurven erhalten. $\text{Li}_2\text{B}_4\text{O}_7$ Dosimeter hingegen ergeben einheitliche Glow-Kurven, die sich im Bereich der Hochtemperaturpeaks nur um einige Prozent ändern.

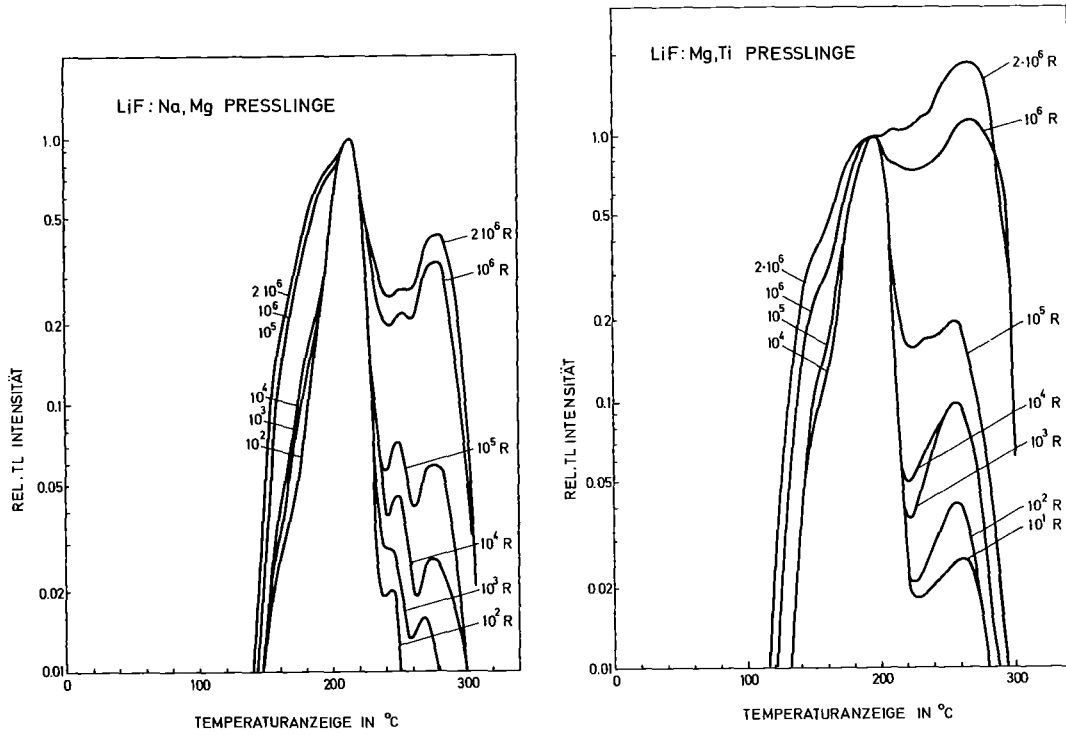


Abb. 4/17: TL-Glowkurven im Bereich hoher Dosen für LiF:Mg,Ti (a) und LiF:Na,Mg (b)

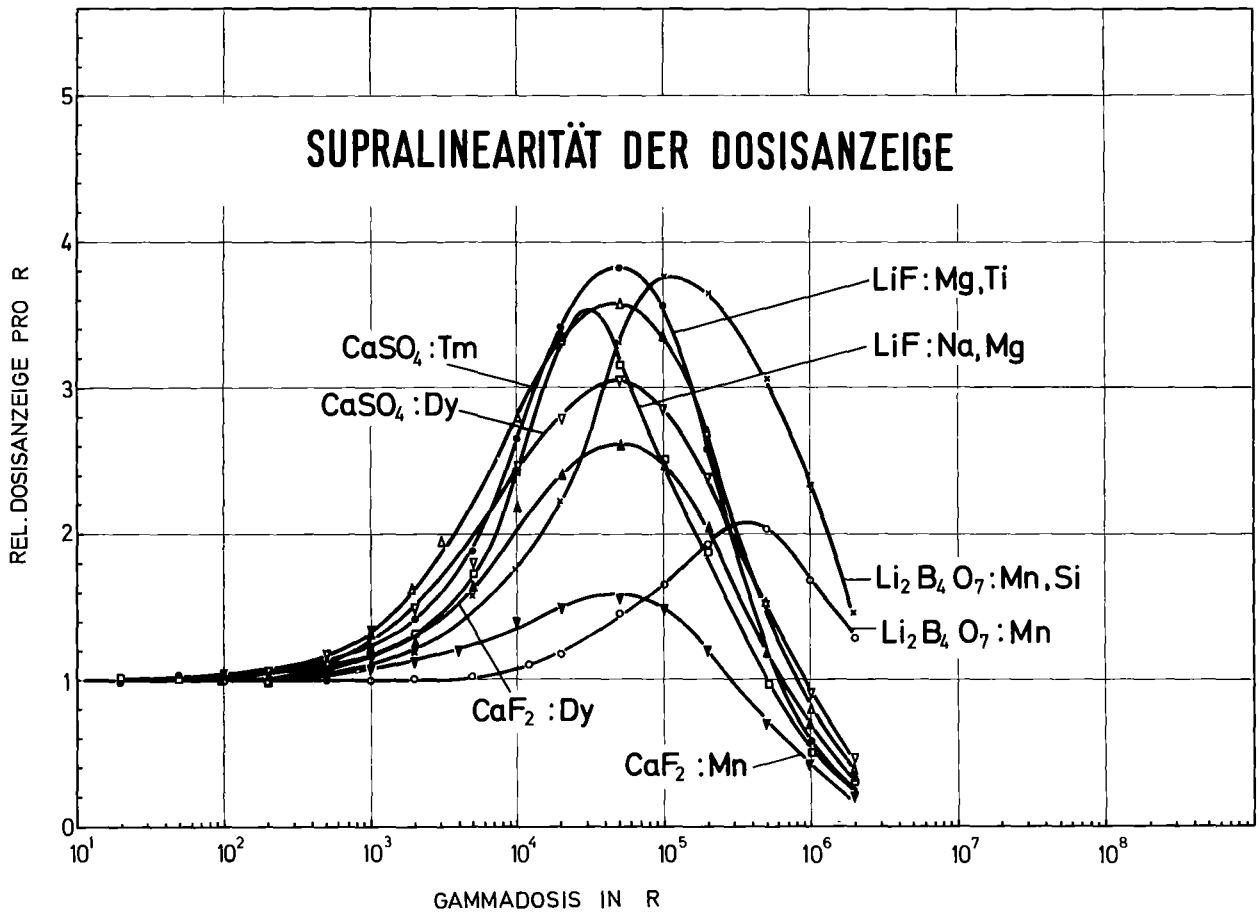


Abb. 4/18: Nichtlinearität der Dosisanzeige pro R für verschiedene TL-Dosimeter

Trotz dieses unterschiedlichen Glow-Peakverhältnisses zeigen die untersuchten Materialien eine ähnlich ausgeprägte Supralinearität der Dosisanzeige. Die Änderung der Dosisempfindlichkeit ist in Abb. 4/18 für die untersuchten Materialien (Tabelle 4/2) als Funktion der Dosis wiedergegeben. Die meisten Materialien zeigen demnach Supralinearität im Dosisbereich oberhalb 100 R, bei $\text{CaF}_2:\text{Mn}$ erst oberhalb 300 R und bei $\text{Li}_2\text{B}_4\text{O}_7:\text{Mn}$ erst oberhalb 4×10^3 R. Interessant ist das unterschiedliche Verhalten bei beiden $\text{Li}_2\text{B}_4\text{O}_7$ und LiF-Dosimetern.

DETEKTOR	GRÖSSE (mm)	HERSTELLER	TL MATERIAL ANTEIL Gew. %	REL. EMPFINDLICHKEIT	TEMPERATUR T_{max} °C	VORTEMPERUNG bei 100°C
$^7\text{LiF}:\text{Mg},\text{Ti}$ TLD 700 Ribbons	3,2x3,2x0,9	Harshaw	100	1,0	270	20
$^7\text{LiF}:\text{Na},\text{Mg}$ PTL 717 Presslinge	4,2øx0,9	Desmarquest + C.E.C.	100	2,25	300	20
$\text{Li}_2\text{B}_4\text{O}_7:\text{Mn}$ TLD 800 Ribbons	3,2x3,2x0,9	Harshaw	100	0,005	280	20
$\text{Li}_2\text{B}_4\text{O}_7:\text{Mn},\text{Si}$ Presslinge	4 ø x 0,9	Studsvik	100	0,06	280	20
$\text{CaSO}_4:\text{Dy}$ in Teflon	6 ø x 0,4	Teledyne Isotopes	30	8	280	10
$\text{CaSO}_4:\text{Tm}$ UD-100 auf Al-Träger	6 ø x 0,06	Mitsushita	100	0,2	270	10
$\text{CaF}_2:\text{Mn}$ in Teflon	6 ø x 0,4	Teledyne Isotopes	5	0,3	330	10
$\text{CaF}_2:\text{Dy}$ TLD 200 Ribbons	3,2x3,2x0,9	Harshaw	100	15	270	10

Tab. 4/2: Supralinearität von TL-Materialien

Der Einfluß der Wärmeverbehandlung auf die Supralinearität ist in Abb. 4/19 für das französische LiF wiedergegeben. Für eine Anwendung von TLD-Materialien ist daher notwendig, die vom Hersteller empfohlene Regenerierung durchzuführen. Für $\text{LiF}:\text{Mg},\text{Ti}$ von Harshaw ist dies beispielsweise eine Regenerierung bei 400°C über eine Stunde, verbunden mit einer Abkühlung auf 100°C und einer Nachtemperatur bei 100°C über 3 Stunden oder beim $\text{LiF}:\text{Na},\text{Mg}$ erhitzen auf 490°C über 1 Stunde und danachein sofortiges Abkühlen auf Zimmertemperatur.

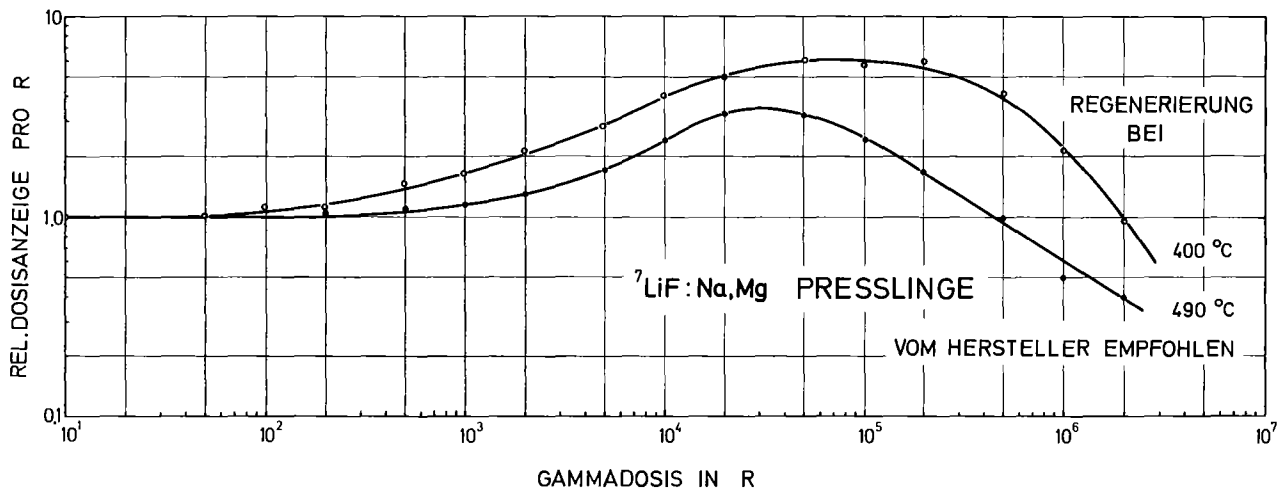


Abb. 4/19: Supralinearität der Dosisanzeige pro R von $\text{LiF}:\text{Na},\text{Mg}$ nach verschiedenen Wärmebehandlungsverfahren

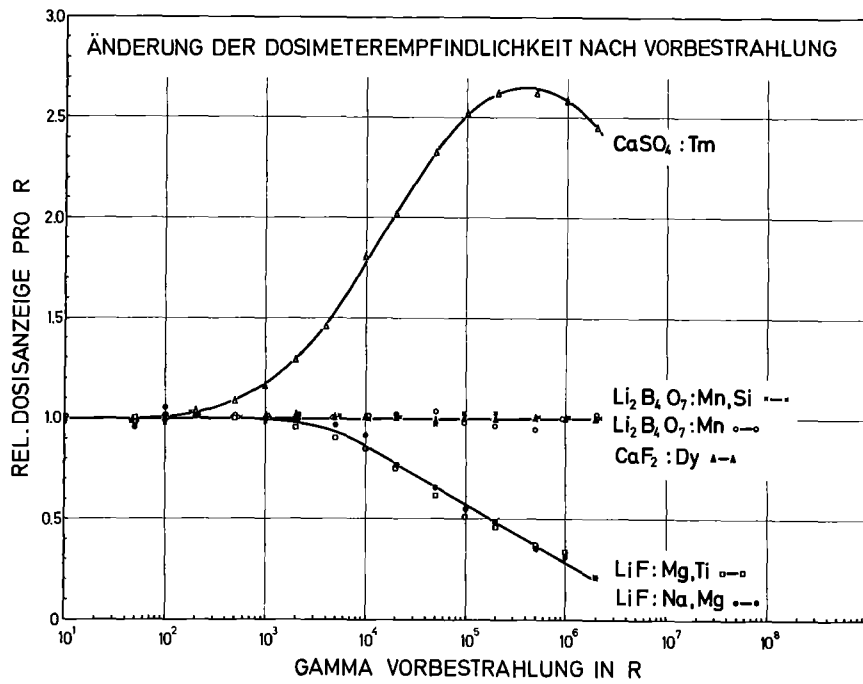


Abb. 4/20: Änderung der Dosisanzeige pro R nach einer Gammabestrahlung im Bereich hoher Dosen

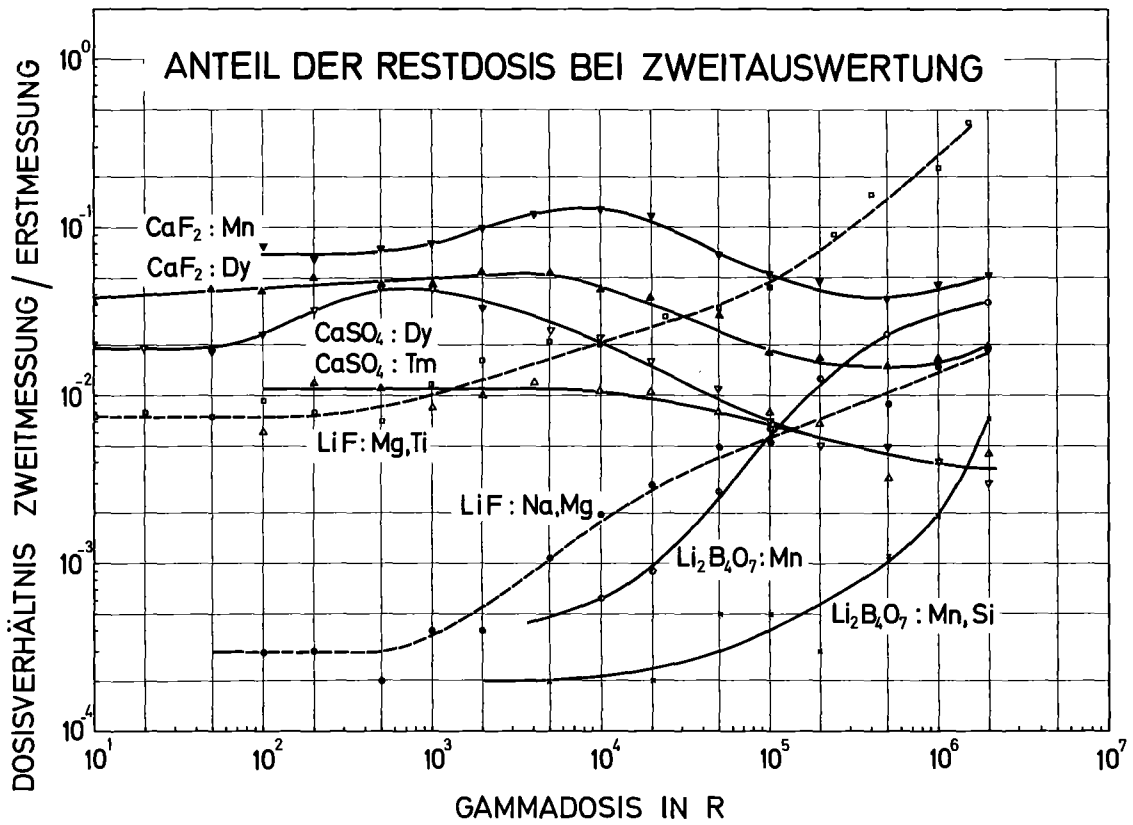


Abb. 4/21: Rel. Restdosis bei der 2. Auswertung von Thermolumineszenzdosimetern in Abhängigkeit von der Gammadosis

Nach der Vorbestrahlung wurden die Dosimeter regeneriert und zur Ermittlung der Dosisempfindlichkeit auf 2 R bestrahlt. Die Empfindlichkeit der Dosimeter ist in Abb. 4/20 als Funktion der Vorbestrahlung wiedergegeben. $\text{Li}_2\text{B}_4\text{O}_7$ und $\text{CaF}_2:\text{Dy}$, das empfindlichste TL-Material, zeigen beide nach einer Vorbestrahlung keine Änderung der Empfindlichkeit. Sie können demnach für Messungen im Hochdosisbereich bevorzugt eingesetzt werden. Demgegenüber zeigt LiF nach einer Vorbestrahlung auf 2×10^6 R eine relative Empfindlichkeit von 0,3 und CaSO_4 eine bleibende Sensibilisierung.

Für den Einsatz von Thermolumineszenzdosimetern innerhalb der Routineüberwachung ist die nach einer Vorbestrahlung und Auswertung noch vorhandene Restdosis von besonderer Bedeutung, da dieser Betrag zu Fehlmessungen, vor allem im unteren Dosisbereich, führen kann. Der Meßwert der zweiten Auswertung wurde daher auf den Meßwert der ersten Auswertung bezogen. Der relative Dosisanteil, der als Restdosis gefunden wurde, ist in Abb. 4/21 in Abhängigkeit von der Dosis wiedergegeben. CaF_2 und CaSO_4 -Dosimeter zeigen unabhängig von der Dosis eine relative Restdosis zwischen 1% und 10%, LiF:Na, Mg und $\text{Li}_2\text{B}_4\text{O}_7$ Werte unter 0,1% im Dosisbereich bis 10^4 R. Harshaw-LiF hingegen ergibt höhere Werte und einen signifikanten Anstieg oberhalb 10^3 R bzw. bei einer Vorbestrahlung von 1 R eine Restdosis von 10 mR.

4.1.8 Automatische Tiefendosisauswertung von Glasdosimetern

W. König

In der Personendosimetrie ist es bei höherer Strahlenbelastung im Bereich der Dosisgrenzwerte von besonderem Interesse, neben einer Dosismessung zusätzliche Aussagen über die Bestrahlungsumstände zu erhalten. Die Ergebnisse älterer Arbeiten (H. Kiefer, E. Piesch, 1968) zeigten, daß dies mit einem Phosphatglas bei differentieller Abtastung des Glases in verschiedenen Ebenen möglich ist.

Aus dem Abfall der RPL-Intensität als Funktion der Glastiefe erhält man für Quantenstrahlung im Energiebereich bis zu 10 keV Aussagen über die Strahlenqualität und die Strahleneinfallrichtung sowie über eine Tiefendosisverteilung im Gewebe.

Die Möglichkeiten einer zusätzlichen Aussage über die Bestrahlungsbedingungen wird zur Zeit an einem Glaswürfel der Größe $8 \times 8 \times 8 \text{ mm}^3$ (Glastype DOS 8 von Schott & Gen.) untersucht, wobei eine automatische Tiefendosismessung zu Grunde gelegt wird. Abb. 4/22 zeigt das Blockschaltbild des automatischen Auswertegerätes, das die dreidimensionale RPL-Verteilung in einem Dosimeterglas erfaßt und aus den Meßwerten die o.a. Parameter bestimmt. Aus dem Licht einer UV-Quelle wird durch ein optisches System, bestehend aus Optik, Filter und Drehblende, ein UV-Bündel mit einem Querschnitt von etwa $5 \times 0,2 \text{ mm}^2$ erzeugt. Es wird durch 2 elektrisch steuerbare Drehspiegel auf verschiedene Teilbereiche des Dosimeterglases abgelenkt und erzeugt in ihnen Fluoreszenzlicht. Die RPL-Intensität wird hinter einem zweiten Filter mit einem Photomultiplier gemessen. Der Ausgangsstrom des Multipliers wird umgeformt und binär kodiert in einem Rechner abgespeichert. Dieser Rechner steuert über einen Verstärker die Auslenkung der Drehspiegel und die Stellung der Drehblende, so daß nacheinander die Verteilung der RPL-Intensität in drei zueinander senkrechten Achsen gemessen wird, ohne das Dosimeterglas zu bewegen. Die auf diese Weise gewonnenen RPL-Kurven können mit einem Plotter graphisch ausgegeben werden.

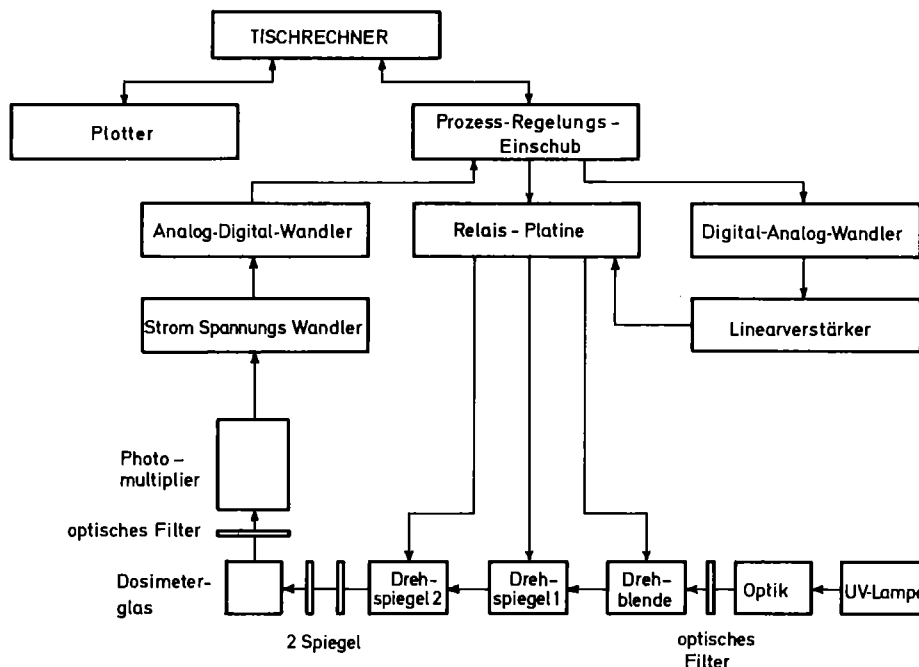


Abb. 4/22: Blockschaltbild für eine automatische Tiefendosismessung im Glasdosimeter in 3 Ebenen

Ein mathematisches Modell, das die drei-dimensionalen RPL-Verteilung im Dosimeterglas beschreibt, führte zu einem Rechnerprogramm, das aus den drei RPL-Kurven eines Glases die Einfallrichtung, die Energie bei monochromatischer Strahlung, sowie die vom Glas absorbierte Energiedosis bestimmt. Sind Energie- und Einfallswinkel bekannt, kann mit Hilfe eines Korrekturfaktors die Dosis berechnet werden.

Mit einem vereinfachten Labormodell des Auswertegerätes wurden RPL-Verteilungen für 19 keV-Photonen bei ebenem Strahleneinfall gemessen, die in Abb. 4/23 wiedergegeben sind. Für einen Einfallswinkel von 0° ergibt sich ein nahezu exponentieller Abfall der RPL-Intensität über die gesamte Glastiefe. Mit größer werdendem Winkel zeigt sich ein zunehmend steilerer Abfall. Ihm schließt sich eine Zone an, in der die Intensität konstant bleibt. Die Glastiefe, bei der dieser Übergang zu einer konstanten RPL-Intensität erfolgt, ist spezifisch für den zugehörigen Einfallswinkel und unabhängig von der Energie der Photonenstrahlung. Die Flächen unter den RPL-Kurven sind für verschiedene Strahleneinfallswinkel annähernd gleich groß und damit auch bei unterschiedlicher Strahleneinfallrichtung ein Maß für die im Glas absorbierte Energiedosis.

Die Energieabhängigkeit der Dosisanzeige, die beim Glas DOS 8 maximal bis zu einem Faktor 3,6 betragen kann, läßt sich mit Hilfe der Tiefendosisverteilung korrigieren. Es ist vorgesehen, für das hier beschriebene Auswerteverfahren ein automatisches Auswertegerät fertigzustellen.

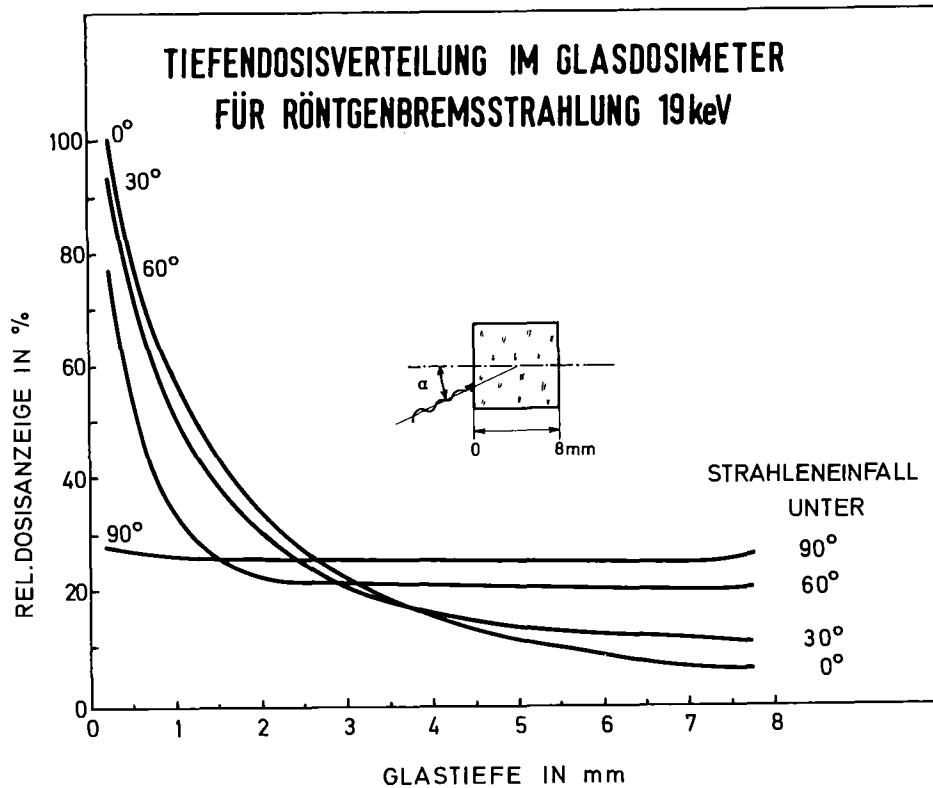


Abb. 4/23: RPL-Tiefendosisverteilung in einem Glaswürfel für 19 keV Photonen und verschiedene Strahleneinfallsrictungen

4.1.9 Weiterentwicklung des automatischen Glasdosimeterauswertegerätes

H.-G. Röber, B. Burgkhardt

Für das Flachglas $14 \times 14 \times 1,5 \text{ mm}^3$ wurde die Energieabhängigkeit der Dosisanzeige mit verschiedenen Filterungen untersucht, um die endgültige Filteranordnung für die Dosimeterkapselung festzulegen. Die Energieabhängigkeit des Phosphatglases DOS 8 der Firma Schott & Gen. ist in Abb. 4/24 wiedergegeben. Mit einer 25%-igen Perforierung des Zinnfilters erzielt man demnach eine ausreichend energieunabhängige Dosisanzeige oberhalb 20 keV.

Für die automatische Auswertung des Dosimeters sind 2 Photomultiplier vorgesehen, die in Verbindung mit einer Schieblende eine Auswertung des Glases in vier verschiedenen Bereichen ermöglichen. Mit dem konzipierten Dosimeter ist eine getrennte Dosisanzeige in den Energiebereichen $> 100 \text{ keV}$, $> 25 \text{ keV}$, $25 \text{ keV} - 100 \text{ keV}$ und $< 25 \text{ keV}$ möglich. Innerhalb des Berichtszeitraumes konnten alle Teilaufträge für den Ausbau der optisch-mechanischen Funktionsabläufe und für die Herstellung einer Dosimeternullserie abgeschlossen werden.

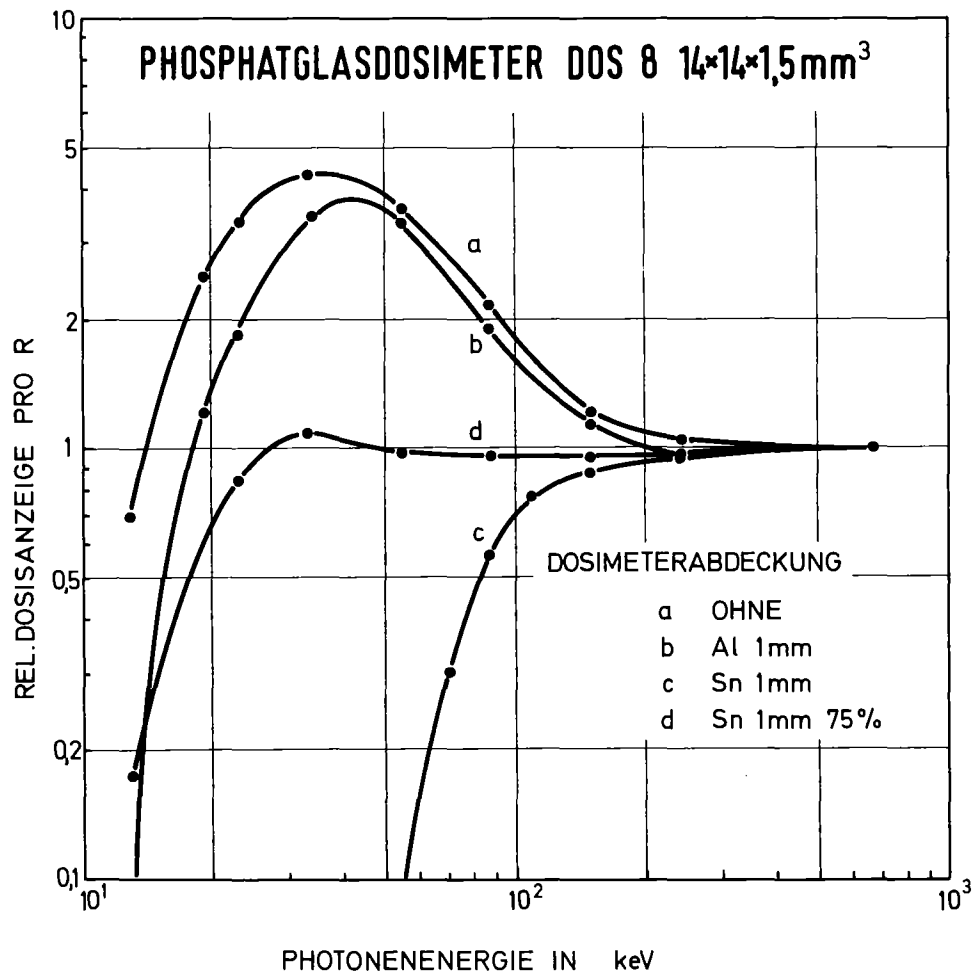


Abb. 4/24: Energieabhängigkeit des Flachglasdosimeters DOS 8 (Schott & Gen.) bei unterschiedlicher Abdeckung

4.1.10 Amtliche Eichabfertigungsstelle für Strahlenschutzdosimeter

E. Piesch

Nach der neuen Strahlenschutzverordnung wird an Strahlenschutzmeßgeräte generell die Forderung gestellt, daß sie dem Stand von Wissenschaft und Technik entsprechen, den Anforderungen des Meßzweckes genügen, in ausreichender Zahl vorhanden sind und regelmäßig auf Funktionstüchtigkeit geprüft und gewartet werden müssen. Im KfK werden schon seit mehr als 15 Jahren routinemäßige Kalibrierungen von Strahlenschutzmeßgeräten, auch im Auftrag auswärtiger Stellen, bis zu Dosisleistungen von 3000 R/h durchgeführt. Dafür stehen verschiedene Bestrahlungsanlagen vor allem mit Cs-137-Quellen unterschiedlicher Aktivität zur Verfügung. Aufgrund der 2. Verordnung über die Eichpflicht von Meßgeräten wird ab 1.1.1977 für Orts- und Personendosimeter zum Nachweis von Photonenstrahlung eine Bauartprüfung durch die PTB, sowie eine regelmäßige Eichung von Strahlenschutzmeßgeräten gesetzlich gefordert, soweit diese Geräte für Strahlenschutzmessungen zur Erfüllung gesetzlicher Vorschriften eingesetzt werden.

Aufgrund eines Vertrages zwischen dem Land Baden-Württemberg und dem Kernforschungszentrum Karlsruhe ist vorgesehen, daß die Kalibrieranlagen der Abteilung Strahlenschutz und Sicherheit zu amtlichen Eichungen von Strahlenschutzmeßgeräten herangezogen werden. Nach Bereitstellung entsprechend kalibrierter Sekundärstandardkammern wurden die erforderlichen Vorarbeiten für die Inbetriebnahme der amtlichen Eichabfertigungsstelle Ende 1977 abgeschlossen. Bei der amtlichen Eichabfertigungsstelle werden hierbei Beamte des Eichamtes hoheitlich tätig. Die Eichung erfolgt hierbei ausschließlich an bauartgeprüften und zur Eichung zugelassenen Strahlenschutzmeßgeräten im Auftrag des Herstellers, des Vertreibers oder des Benutzers.

Bauartgeprüft und zur Eichung zugelassen sind zur Zeit 6 verschiedene Stabdosismetertypen und 3 verschiedene Dosisleistungsmesser.

Die 2. Verordnung über die Eichpflicht von Meßgeräten sieht auch die Eichung an ortsfesten Überwachungsanlagen vor. Für integrierende Personendosimeter (Film, RTL, RPL) sind anstelle einer Bauartprüfung und amtlichen Eichung zur Zeit jährliche Kontrollbestrahlungen bei der PTB vorgesehen.

4.2 Neutronendosimetrie

4.2.1 Strahlenschäden in TLD 600 nach Neutronenbestrahlung

B. Burgkhardt, E. Piesch

Nach einer Untersuchung der Strahlenschäden in LiF:Mg,Ti im Anschluß an eine Gamma-Hochdosisbestrahlung wurden entsprechende Untersuchungen an ${}^6\text{LiF:Mg,Ti}$ nach einer Neutronenbestrahlung durchgeführt. Die relativ hohe Empfindlichkeit von TLD 600 gegenüber thermischen Neutronen ist auf die ${}^6\text{Li}(n,\alpha)\text{T}$ -Reaktion zurückzuführen. Eine Hochdosisbestrahlung bis zu gamma-äquivalenten Neutronendosenanzeigen von 10^7R führt jedoch im Gegensatz zu einer Gammabestrahlung nur zu einer geringen Supralinearität der Dosisanzeige (Abb. 4/25). Die bei einer Hochdosisbestrahlung im Festkörper erzeugten Strahlenschäden können auch hier durch eine langzeitige Regenerierung zum Teil ausgeheilt werden. Dies zeigt die Änderung der Dosisempfindlichkeit von vorbestrahlten Dosimetern nach einer entsprechenden Regenerierung bei 400°C . Das bei der Neutronenbestrahlung im Detektor erzeugte Tritium trägt jedoch zu einer internen Strahlendosis bei und erhöht die Nulldosisanzeige des Dosimeters. Ergebnisse von Meßreihen, bei denen vorbestrahlte Dosimeter nach einer Regenerierung bei 400°C zwischen 6 Stunden und 624 Tagen gelagert wurden, sind in Abb. 4/26 wiedergegeben. Die akkumulierte Nulldosisanzeige ist demnach von der Höhe der Neutronenvorbestrahlung und der Zeitdauer der internen Bestrahlung bzw. der Lagerungszeit abhängig. Bei kleinen Neutronendosen ist ein offensichtlicher Sättigungseffekt feststellbar, der von der Neutronenbestrahlung herührt, bei höheren Dosen wird Supralinearität beobachtet. Der Anstieg der Nulldosisanzeige von TLD 600 ist für die praktische Anwendung in der Personenüberwachung von besonderer Bedeutung, weil bei einer Wiederverwendung von neutronenvorbestrahlten Dosimetern unter Umständen die Bestrahlungsvorgeschichte des Dosimeters berücksichtigt werden muß. Eine Bestrahlung von 1 rad thermischer Neutronen kann z.B. schon nach einer Lagerungszeit von 3 Monaten zu einer Nulldosisanzeige von etwa 200 mrad führen.

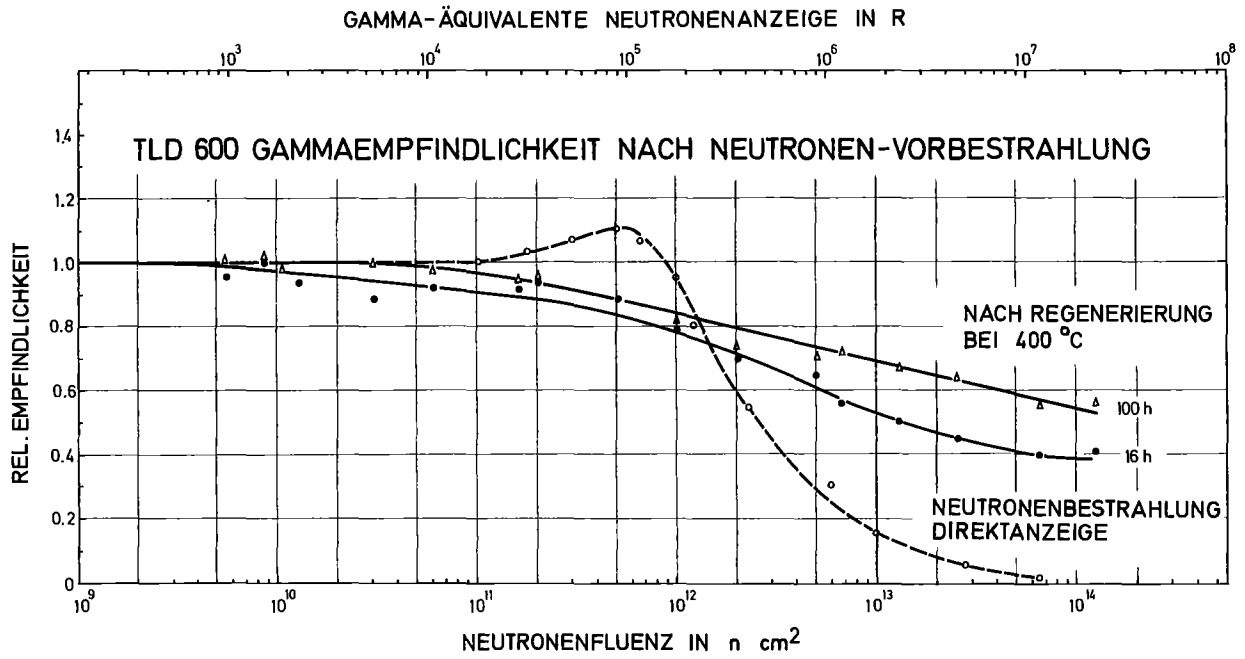


Abb. 4/25: Relative Dosimeterempfindlichkeit von TLD 600 direkt nach Neutronenbestrahlung bzw. nach Regenerierung

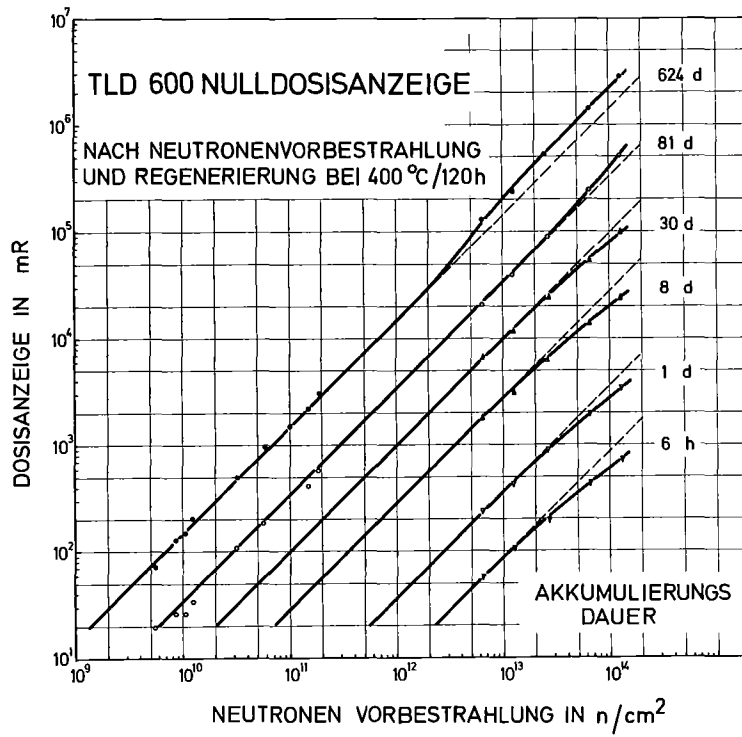


Abb. 4/26: Nulldosisanzeige von TLD 600 nach einer Neutronenvorbestrahlung in Abhängigkeit von der Neutronenfluenz und der Akkumulierungsdauer nach Regenerierung

4.2.2 Elektrochemische Ätzung neutroneninduzierter Kernspuren in Plastikfolien bei 50 Hz

G. Hassib, E. Piesch

In den vergangenen Jahren wurden viele Anstrengungen unternommen, den heute noch in der Routine eingesetzten Kernspurfilm durch ein Neutronen-Personendosimeter mit besseren Eigenschaften zu ersetzen. Als Alternative boten sich dielektrische Kernspurdetektoren an, welche aus einer Kombination von einem spaltbaren Targetmaterial und einem dünnen Plastikdetektor bestehen. Diese Spaltfragmentdetektoren, die in verschiedenen Labors als Routine- und Unfalldosimeter eingesetzt sind, können in einem Funkenzähler automatisch ausgezählt werden. Der Umgang mit auch geringen Mengen von spaltbarem Material bedeutet jedoch neben einer zusätzlichen Dosisbelastung des Dosimeterträgers ein Kontaminationsrisiko bei der Handhabung des Dosimeters. Diese Eigenschaften, sowie die Unhandlichkeit der dünnen Detektorfolie, verhinderten bisher eine umfangreiche Anwendung des Spaltfragmentdosimeters.

Die beschriebenen Nachteile sind beim Dosimeter zum Nachweis schneller Neutronen über induzierte Rückstoßkerne und Alpha-Teilchen in Plastikfolien nicht vorhanden. In der Praxis zeigt die Anwendung dieser Technik jedoch einen ungenügenden Kontrast der Kernspuren zum Bilduntergrund, einen relativ großen Streubereich für den Kernspurdurchmesser und den Nachteil einer mikroskopischen Auszählung.

Diese Nachteile können bei Anwendung einer von Tommasino 1970 vorgeschlagenen elektrochemischen Ätztechnik für den Nachweis von Rückstoßkernen vermieden werden. Den wesentlichen Unterschied zwischen konventioneller und elektrochemischer Ätztechnik zeigen die mikroskopischen Abbildungen von Kernspuren in Polycarbonat (siehe Abb. 4/27). Die elektrochemische Ätztechnik führt zu größeren und gleichmäßig dunklen Kernspuren einheitlicher Größe.

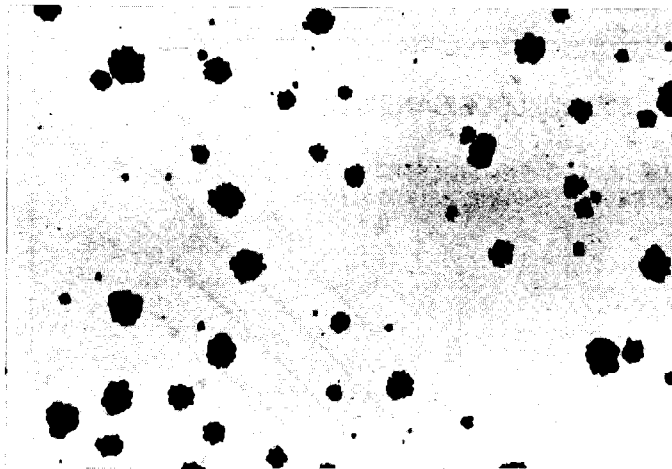


Abb. 4/27: Mikroskopische Abbildung von elektrochemisch geätzten Kernspuren in Makrofol E

Beim chemischen Ätzen der Plastikoberfläche zeigt die strahlengeschädigte Zone entlang der Kernspur eine höhere Leitfähigkeit als die ungeschädigte Umgebung. Beim Anlegen eines hochfrequenten elektrischen Feldes wird der Ätzprozess und damit auch die Möglichkeit eines elektrischen Durchschlages insbesondere am Ende der Bahnspur im Bereich hoher Ionisation und Energieübertragung verstärkt. Mit Hilfe der elektrochemischen Ätztechnik können die Kernspuren elektrisch geladener Teilchen soweit vergrößert werden, daß sie mit dem unbewaffneten Auge zu erkennen sind. Sohrabi (1976), Hassib (1976) und in neuster Zeit Griffith (1977) untersuchten die Verwendbarkeit der elektrochemischen Ätzmethode in der Neutronendosimetrie, ohne daß eine praktische Anwendung dieser Methode bisher abzusehen war. Dies liegt hauptsächlich an der anspruchsvollen Instrumentierung, die zur Erzeugung einer Hochspannung mit einer Frequenz von einigen kHz erforderlich ist.

Ziel der noch laufenden Untersuchung ist die Anwendung eines einfachen und praktischen Verfahrens zur elektrochemischen Ätzung von neutroneninduzierten Rückstoßkernen in Polykarbonat unter direkter Ausnutzung der Netzspannung von 50 Hz. Das Blockdiagramm der hier benutzten Schaltung ist in Abb. 4/28 wiedergegeben. Die Spannungsversorgung besteht aus einem 50Hz-Spannungsregler an der Eingangsseite eines 50 Hz-Hochspannungstransformators. Hierbei kann bei einer maximalen Eingangsspannung von 200 V am Ausgang des Hochspannungstransformators eine maximale Hochspannung von 5 kV erzeugt werden. Der Hochspannungsausgang ist ohne Leistungsbegrenzung ausreichend stabil bei Anschluß mehrerer Elektroytzellen mit einer Kapazität bis zu 1000 pF.

Die beschriebene elektrochemische Ätztechnik wurde zum Nachweis neutroneninduzierter Kernspuren in drei verschiedenen Polykarbonatmaterialien angewendet. In Abb. 4/29 ist die Anzahl der neutroneninduzierten Kernspuren sowie die Anzahl der Untergrundspuren als Funktion der angelegten 50 Hz-Hochspannung wiedergegeben. Die Ergebnisse zeigen, daß die Anzahl der Untergrundspuren mit der angelegten Hochspannung ansteigt. Hierbei zeigt Makrofol E (300 µm) eine bessere Charakteristik als Lexan und Makrofol E (500 µm). Bei der Anwendung der elektrochemischen Ätzung muß zur Erzielung einer guten Nachweiswahrscheinlichkeit und zur optimalen Unterdrückung der Untergrundspuren eine entsprechend geeignete Hochspannung ausgewählt werden.

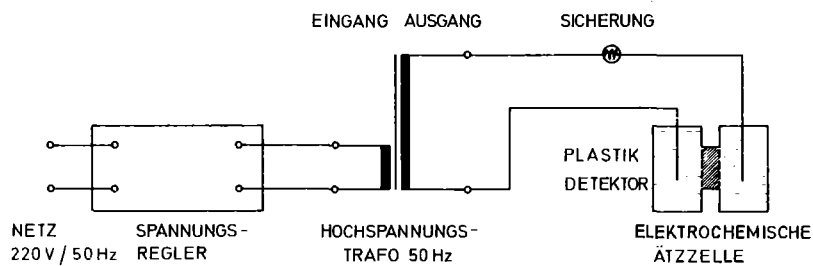


Abb. 4/28: Schaltbild für elektrochemische Ätzung bei 50 Hz

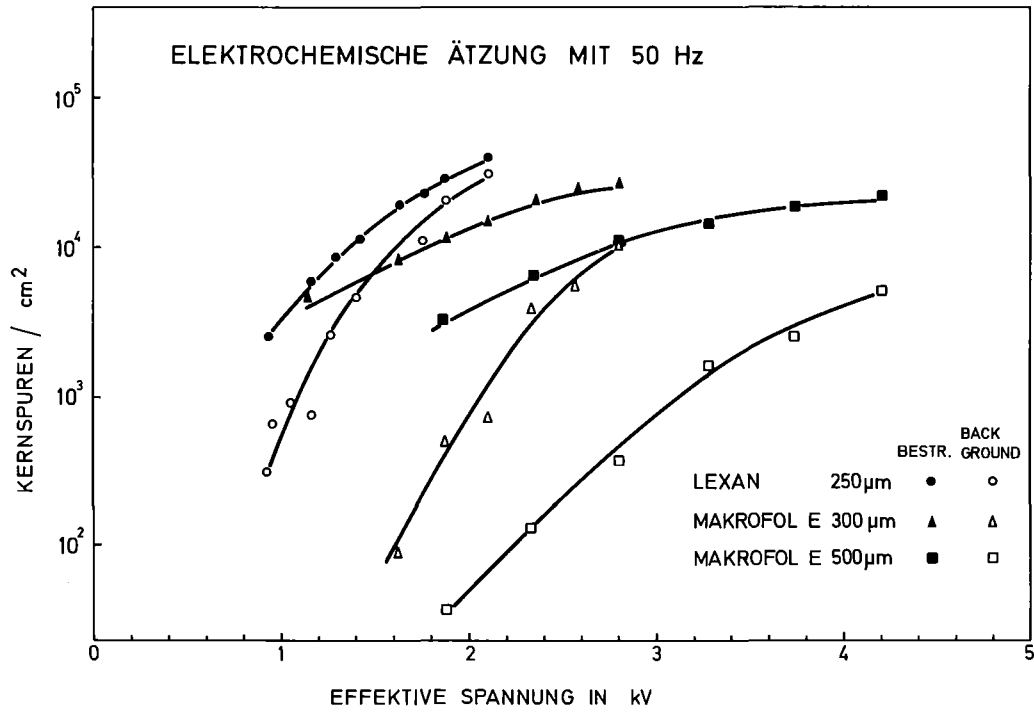


Abb. 4/29: Nachweiswahrscheinlichkeit mit Nulleffekt für elektrochemische Ätzung bei 50 Hz

Wie Abb. 4/30 zeigt, ist der maximale Durchmesser der Kernspuren eine Funktion der Ätzdauer und bei der elektrochemischen Ätztechnik wesentlich größer im Vergleich zur konventionellen Ätztechnik. Die vorliegenden Untersuchungen zeigen, daß auch eine elektrochemische Ätztechnik mit einer niederfrequenten Hochspannung zum Nachweis von neutroneninduzierten Kernspuren verwendet werden kann. Weitere Arbeiten haben im Hinblick auf eine praktische Anwendung in der Neutronendosimetrie die Verringerung des Untergrundanteiles zum Ziel.

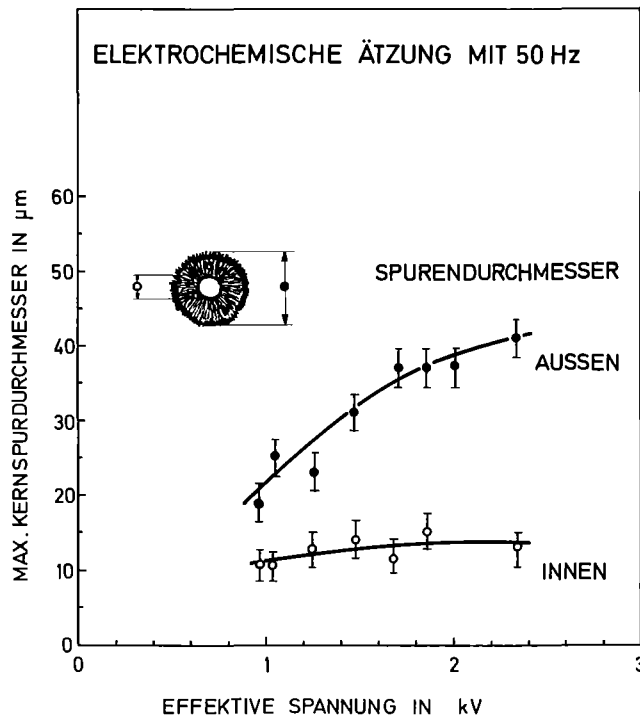


Abb. 4/30: Maximaler Durchmesser neutroneninduzierter Kernspuren bei elektrochemischer Ätzung

4.2.3 Entwicklung eines Albedo-Neutronen-Dosisleistungsmeßgerätes

B. Burgkhardt, E. Piesch, A. Schmitt

Zur Kalibrierung von Albedodosimetern werden im allgemeinen Rem-Counter eingesetzt, deren Anzeige direkt als Referenzdosis an interessierenden Meßorten angesehen wird. Bei Arbeiten an Neutronengeneratoren, Neutronenquellen, in Isotopen-Labors oder an Reaktoren sind hierbei umfangreiche Meßreihen erforderlich, um die Anzeige eines Albedodosimeters mit der Anzeige eines Rem-Counters an möglichst vielen Meßorten zu vergleichen. Kalibrierbestrahlungen müssen an jeder Anlage durchgeführt werden, um die jeweilige Dosimeterempfindlichkeit des Albedodosimeters zu ermitteln. Hierbei müssen vor allem örtliche Veränderungen des Neutronenspektrums berücksichtigt werden, die sich aus einer unterschiedlichen Abschirmung bzw. Neutronenrückstreuung ergeben.

Für die Kalibrierung von Albedodosimetern wurden bisher folgende Methoden eingesetzt:

- Messung der Dosisleistung mit 2 Moderator-Typ-Detektoren (Bonner Kugeln von 3" und 9" Durchmesser),
- Das an einer Anlage gefundene Meßwertverhältnis der Zählratenanzeige wird der entsprechenden Änderung der Dosisempfindlichkeit des Albedodosimeters gleichgesetzt,
- Messung der akkumulierten Dosisanzeige eines am Phantom bestrahlten Albedodosimeters und eines am gleichen Ort aufgestellten Rem-Counters (Andersen-Braun-Typ bzw. Polyäthylenkugel von 12" Durchmesser).

Die erste Kalibriermethode ist ungenau und kann nur als Hinweis für die Änderung der Empfindlichkeit des Albedodosimetersystems angesehen werden, da die Zählratenanzeige einer 9"-Kugel keineswegs äquivalent-dosisrichtig anzeigt und eine 3"-Kugel auch nicht dieselbe Energieabhängigkeit der Dosisanzeige aufweist wie das Albedodosimeter.

Die zweite Methode ist sehr langwierig, da die vorwiegend kleinen Dosisleistungen an den Anlagen Meßzeiten bis zu einer Woche erfordern und im Strahlungsfeld einer Anlage zahlreiche Messungen durchzuführen sind.

Zur Korrektur der Energieabhängigkeit des Albedodosimeters, dessen Empfindlichkeit in hohem Maße von der örtlichen Änderung des Neutronenspektrums abhängt, benutzt das Karlsruher Albedoneutronendosimeter neben dem eigentlichen Albedodosimeter (Pos. i) ein zusätzliches Dosimeter innerhalb der Borkapselung (Pos. m) und außerhalb der Borkapselung (Pos. a). Anstelle der hier innerhalb der Borkapsel verwendeten LiF-Dosimeter in den Meßpositionen a, m, i werden beim Albedodosisleistungsmesser drei unterschiedlich abgedeckte BF₃-Zählrohre in ähnlicher Weise in einem Moderator angeordnet. Die direkte Zählratenanzeige des Albedodosisleistungsmessers bietet anstelle einer langzeitigen Akkumulation der Dosisanzeige die Möglichkeit einer raschen Kalibrierung des Albedodosimeters an möglichst vielen Meßorten innerhalb einer Anlage.

Der Albedodosisleistungsmesser besteht aus einem Polyäthylenzylinder von 20 cm Durchmesser und 20 cm Länge, in welchem drei BF₃-Zählrohre untergebracht werden. Die Änderung des Zählratenverhältnisses i/a bzw. a/m wurde für die möglichen Positionen des BF₃-Zählrohres im Moderator für unterschiedlich moderierte Californium-252-Spektren untersucht. Zur Optimierung der Moderatoranordnung und zur Kalibrierung der BF₃-Zählrohre wurde das entsprechende Meßwertverhältnis herangezogen, welches mit dem Albedodosimeter an einem Phantom erhalten wurde.

Weitere Kalibrierungen bei der PTB mit monoenergetischen Neutronen im Energiebereich 100 keV bis 19 MeV zeigten jedoch, daß die Lage des Zählrohres in Pos. m zu tief im Moderator angeordnet und daher nicht mit dem LiF-Dosimeter im Albedodosimeter identisch war. Aufgrund des Ergebnisses wurde die Zählrohranordnung entsprechend geändert.

Die Benutzung von BF₃-Zählrohren der Type G-5-1 zeigte außerdem nach relativ kurzem Einsatz einen Anstieg der Null-Zählrate um einen Faktor 200, so daß dieser Zählrohrtyp durch ein anderes Fabrikat ersetzt werden mußte. Die Null-Zählrate des BF₃-Zählrohres zeigt einen nicht reproduzierbaren Anstieg bei Erhöhung der Temperatur von 0°C auf 30°C, der offensichtlich auf Verunreinigungen des Zählgases zurückzuführen ist (siehe Kap. 5,2). Wegen des erforderlichen Auswechslens des BF₃-Zählrohres mußte die Kalibrierung des Albedodosimeters an verschiedenen Reaktoren und Anlagen und damit auch die Einführung dieses Dosimeters zurückgestellt werden.

Die vorliegende Kalibriermethode soll zukünftig als Standardverfahren in der Albedodosimetrie eingesetzt werden. Als Referenzdosis bietet sich an, Rem-Counter mit 12" Durchmesser oder einen Andersen-Braun-Rem-Counter zu verwenden, welche im Bereich mittelschneller Neutronen die geringste Oberempfindlichkeit der Äquivalentdosisanzeige haben.

4.2.4 Anwendung des Albedoneutronendosimeters

B. Burgkhardt

Die Einführung des Karlsruher Albedodosimeters in der Routinedosimetrie [42] erfolgte bisher für eine routinemäßige Überwachung am Reaktor FR2 und bei Euratomkontrollleuren innerhalb der Spaltstoffflußkontrolle. Zusätzliche Kalibrierungen wurden in Isotopenlabors, in denen mit Plutonium gearbeitet bzw. Plutonium gelagert wird, am 28 GeV-Beschleuniger bei CERN sowie bei der GSI Darmstadt durchgeführt. Wir beteiligten uns an Vergleichsmessungen in Oak Ridge, die für Routinedosimeter und Unfalldosimeter durchgeführt wurden, an einer von Euratom angeregten Bestrahlungsreihe bei der GSF sowie an Euratom-Kalibrierbestrahlungen bei der PTB in Braunschweig mit thermischen Neutronen und monoenergetischen Neutronen im Energiebereich bis 19 MeV.

Im Jahre 1977 mußte die im Programm vorgesehene Einführung und Kalibrierung des Albedoneutronendosimeters an den Kernkraftwerken in der Bundesrepublik Deutschland zurückgestellt werden. Nach endgültiger Fertigstellung des Albedoleistungsmessers, dessen BF_3 -Zählrohre einen bauartbedingten nicht reproduzierbar hohen Anstieg des Nulleffektes zeigten (siehe Kap. 5,2), soll mit dem vorgesehenen Kalibrierprogramm begonnen werden.

Die Ergebnisse der Personenüberwachung am Reaktor FR2 sind in Abb. 4/31 wiedergegeben. Die Abbildung zeigt die mit dem Karlsruher Albedodosimeter ermittelten Neutronendosen > 20 mrem in Abhängigkeit von den im gleichen Dosimeter gemessenen Gammadosen für den Überwachungszeitraum November 1976 bis Oktober 1977. In 30% der Fälle waren die nach einer umfangreichen Kalibrierung ermittelten Neutronendosen bis zum Faktor 3 größer als die entsprechenden Gammadosen.

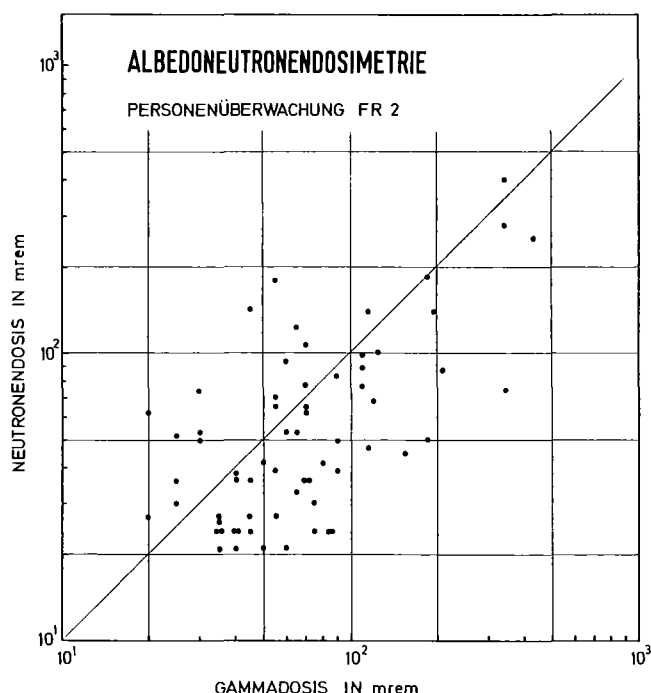


Abb. 4/31: Ergebnisse der Personenüberwachung am Reaktor FR2

4.3 Spektroskopie

4.3.1 Aufbau und Kalibrierung eines Uran-Phoswichdetektors

H. Doerfel

Zur In-vivo-Messung von Uran in der Lunge wurde in diesem Jahr ein neuer 8"-Phoswichdetektor von Quartz/Silice angeschafft. Der Detektor besteht aus einem 1 cm starken NaJ (Tl)-Kristall und einem 5,1 cm starken CsJ (Tl)-Kristall, die beide über einen 5,1 cm dicken Lichtleiter aus nichtaktiviertem NaJ mit einem rauscharmen Photomultiplier verbunden sind. Als Eintrittsfenster dient ein 1 mm starkes Berylliumblech, das im Gegensatz zum Harshaw-Phoswich (vgl. 4,3,2) keine meßbaren Uranverunreinigungen aufweist. Der Detektor wird in Verbindung mit der in Abb. 4/32 dargestellten Elektronik betrieben. Die Ausgangsimpulse des Photomultipliers werden zunächst einem Vorverstärker (Ortec mod. 113) und danach einem Hauptverstärker mit Delay-Line-Clipping (Ortec mod. 450) zugeführt. Die auf diese Weise verstärkten und geformten Impulse werden in einem Impulsformanalysator (Ortec mod. 458) in Rechteckimpulse umgewandelt, deren Amplitude proportional zur Anstiegszeit der Photomultiplierimpulse sind. Die Abb. 4/33 zeigt als Beispiel die auf diese Weise ermittelte Verteilung der Impulsanstiegszeiten bei Bestrahlung mit Am-241 bzw. Cs-137. Die 59,6 keV-Strahlung des Am-241 wird nahezu ausschließlich im NaJ (Tl)-Kristall absorbiert und erzeugt dabei Impulse mit einer mittleren Anstiegszeit von etwa 0,4 μ s. Bei Einwirkung der 662 keV-Strahlung von Cs-137 werden außer den Impulsen aus dem NaJ (Tl)-Kristall auch Impulse mit einer mittleren Anstiegszeit von etwa 1,25 μ s registriert, die auf Absorptionseignisse im CsJ (Tl)-Kristall zurückzuführen sind. Darüberhinaus werden bei Comptonstreuungen noch Impulse mit Anstiegszeiten zwischen etwa 0,45 μ s und 1,25 μ s erzeugt. Wie die Abb. 4/34 zeigt, kann man durch Auswahl der Impulse mit Anstiegszeiten zwischen etwa 0,35 μ s und 0,5 μ s die Photoabsorptionseignisse im NaJ (Tl)-Kristall von den übrigen Absorptionseignissen im Detektor weitgehend trennen. Durch diese Methode der Impulsformdiskriminierung kann insbesondere auch der Compton-Untergrund des Detektors im Energiebereich der 185 keV-Strahlung von U-235 deutlich gesenkt werden (vgl. Tab. 4/3).

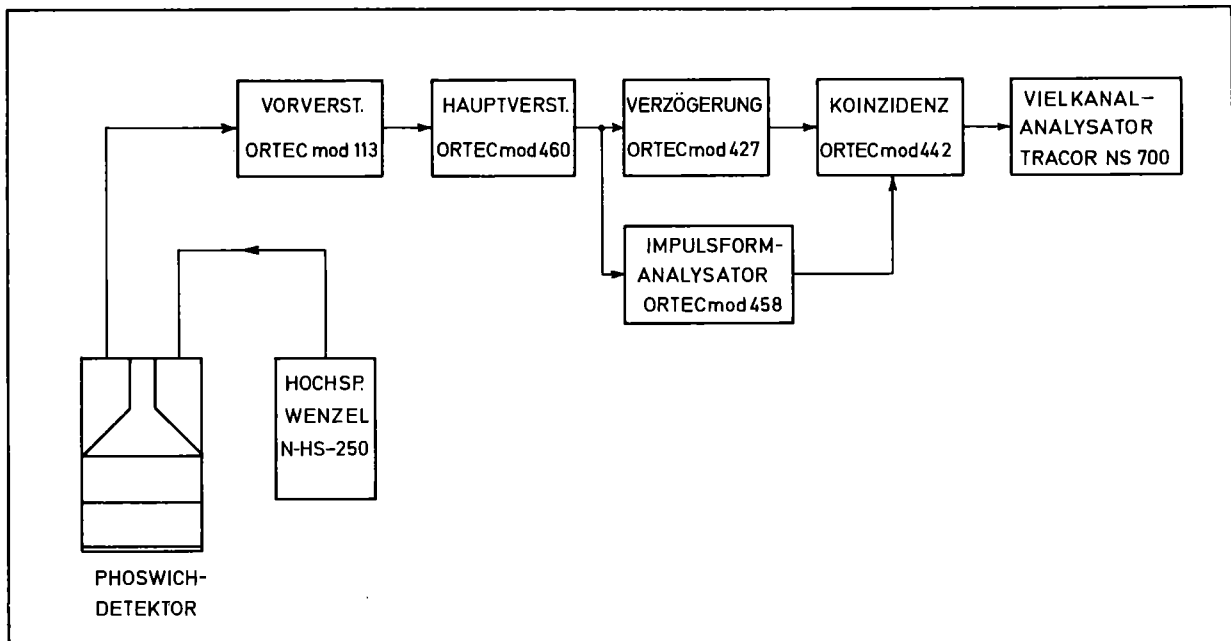


Abb. 4/32: Blockschaltbild der Elektronik zum Betrieb des Uran-Phoswichdetektors

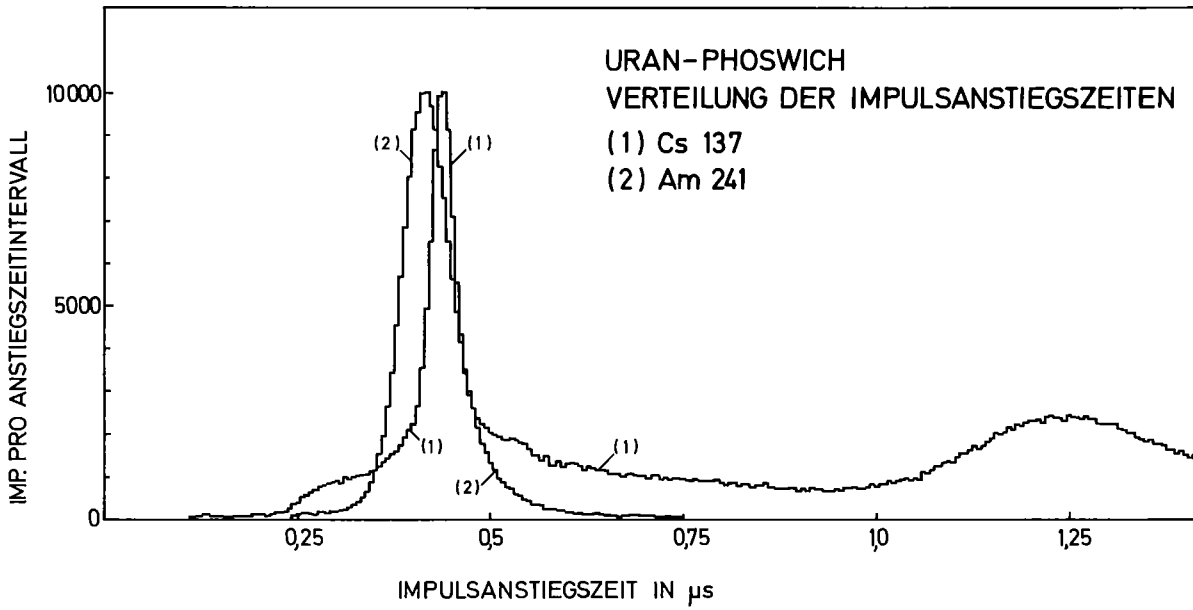


Abb. 4/33: Verteilung der Impulsanstiegszeiten des Uran-Phoswichdetektors bei Bestrahlung mit Am-241 bzw. Cs-137 (Impulsformanalysator Ortec mod. 458)

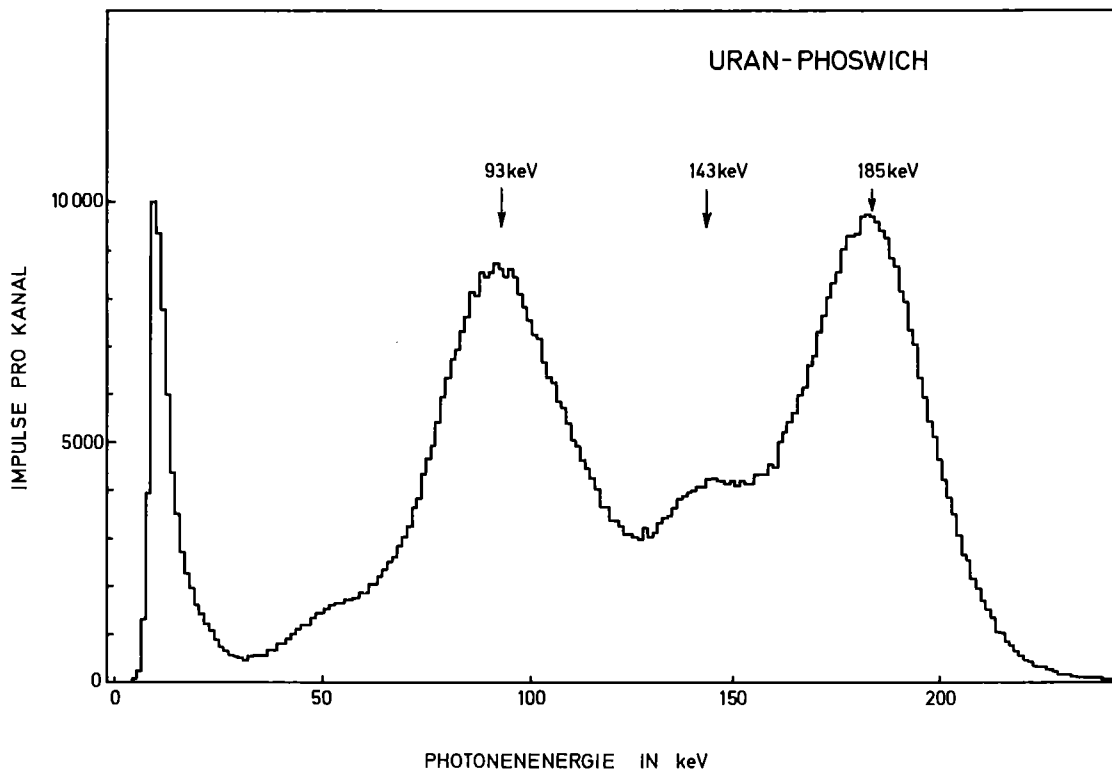


Abb. 4/34: Phoswichspektrum einer Uranprobe

Untergrund ohne Person	
- ohne Impulsformdiskriminierung	140 Imp/min
- mit Impulsdiskriminierung	37 Imp/min
Untergrund mit Person	
- mit Impulsdiskriminierung	79 Imp/min
Wirkungsgrad für Lungendepot	23 Imp/min · nCi U-235
2 σ -Nachweisgrenze für Lungen- depot bei 50 min Meßzeit	0,11 nCi U-235

Tab. 4/3: Kalibrierdaten des Phoswichdetektors für die In-vivo-Messung von Uran in der Meßzelle des Lung-Counters (Energiebereich 160 keV-220 keV)

Zum Nachweis von Uran in der Lunge ist im Prinzip sowohl die K-Strahlung von Thorium (93,3 keV), als auch die 185 keV-Strahlung von U-235 geeignet (siehe Abb. 4/34). Die K-Strahlung von Thorium wird allerdings im allgemeinen von den K-Strahlungen der übrigen Folgeprodukte überlagert. Man benötigt daher zur Separierung der K-Strahlungskomponente von Thorium genauere Informationen über die Vorgeschichte der Uranprobe bzw. über die Aktivitätsverteilung der Tochternuklide in der Probe. Zur Messung von Uran über die 185 keV-Linie benötigt man dagegen nur das Isotopenverhältnis von U-235 zu U-238. Da beim Umgang mit Uran in kerntechnischen Anlagen das Isotopenverhältnis im allgemeinen besser bekannt ist als die Aktivitätsverteilung der Folgeprodukte, wurde zur In-vivo-Messung von Uran die 185 keV-Strahlung vorgezogen. Zur Kalibrierung des Phoswichdetektors für diese Strahlenqualität wurde in das Lungenphantom an 20 verschiedenen Stellen im Bereich der Lungenflügel ein U-235-Eichpräparat eingebettet. Für die Standardposition bei Lungenmessungen (Mittelpunkt des Detektorfensters über der rechten Brustwarze der zu messenden Person) ergab sich dabei eine mittlere Zählrate von 23 Imp/min · nCi U-235. Bei Zugrundelegung einer Meßzeit von 50 min resultiert hieraus eine 2 σ -Nachweisgrenze von 0,11 nCi U-235 in der Lunge. Dieser Wert entspricht einer 2 σ -Nachweisgrenze von 2,5 nCi (7,15 mg) natürlichem Uran. Für angereichertes Uran mit dem für Kernbrennstoff charakteristischem Gehalt von 3,1% U-235 ergibt sich eine Nachweisgrenze von 0,65 nCi (1,65 mg).

4.3.2 Untersuchung des Nulleffektes eines Phoswichdetektors

H. Doerfel

Zur In-vivo-Messung von Am-241 über die 59,6 keV-Strahlung wird seit 1974 ein 8"-Phoswichdetektor von Harshaw (Matched-Window-Assembly Type 32 MBSH 1M/SB) eingesetzt. Dieser Detektor besteht aus einem 1 mm starken NaJ (Tl)-Kristall hinter einem 0,25 mm starken Berylliumfenster und einem 2" starken CsJ (Tl)-Kristall, die beide über einen 1" starken NaJ-Lichtleiter mit einem RCA 4525-Photomultiplier verbunden sind. Ursprünglich war vorgesehen, den Detektor auch zur In-vivo-Messung von Plutonium über die L-Strahlung von Uran einzusetzen. Dies wurde jedoch durch einen unerwartet hohen Untergrund im entsprechenden Energiebereich außerordentlich erschwert. Die Abb. 4/35 zeigt das Nulleffektspektrum des Detektors in der Stahlkammer des Lung-Counters bei einer Meßzeit von 65 h. Außer dem stark ausgeprägten Peak I im Bereich der L-Strahlung (14 keV-24 keV) ist noch ein weiterer Peak II im Bereich der 59,6 keV-Strahlung des Am-241 sowie ein dritter Peak III bei etwa 90 keV zu erkennen.

Um die Ursachen für diese drei Peaks herauszufinden bzw. zu beseitigen, wurde zunächst die Anstiegszeitverteilung der Nulleffektimpulse untersucht. Wie aus der Abb. 4/36 hervorgeht, liegt die mittlere Anstiegszeit der Nulleffektimpulse mit $0,43 \mu\text{s}$ nur unwesentlich über der Anstiegszeit der durch Photoabsorption im NaJ (Tl)-Kristall erzeugten Impulse ($0,39 \mu\text{s}$ bei L-Strahlung bzw. $0,41 \mu\text{s}$ bei $59,6 \text{ keV}$ -Strahlung). Dies legt den Schluß nahe, daß der Nulleffekt in erster Linie auf Photoabsorption niederenergetischer Strahlung zurückzuführen ist.

Da der Nulleffekt weder von der Zeit noch von der Orientierung des Detektors in der Meßzelle abhängt und darüberhinaus auch nicht durch zusätzlich Abschirmmaßnahmen (Pb, Cu, Fe) zu beeinflussen ist, muß angenommen werden, daß die Strahlenquelle im Detektor selbst liegt. Aus diesem Grunde wurde zunächst das Berylliumfenster des Detektors mit einem Argon-Methan-Proportionalzähler ausgemessen. Dabei ergaben sich bereits bei einer Meßzeit von ca. 1000 min zwei deutliche Peaks bei 13 keV und bei $16,2 \text{ keV}$, die einwandfrei mit der $\text{L}\alpha$ bzw. $\text{L}\beta$ -Strahlung von Thorium zu identifizieren sind (siehe Abb. 4/37).

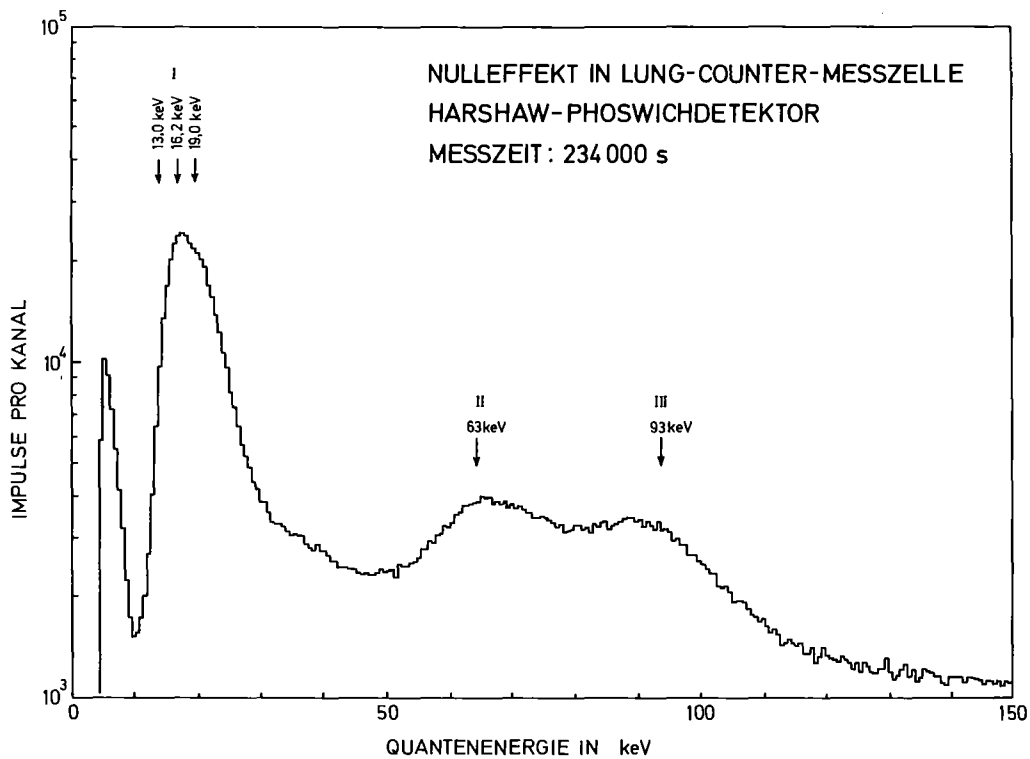


Abb. 4/35: Nulleffektspektrum des Harshaw-Phoswichdetektors in der Meßzelle des Lung-Counters bei einer Meßzeit von 234000 s

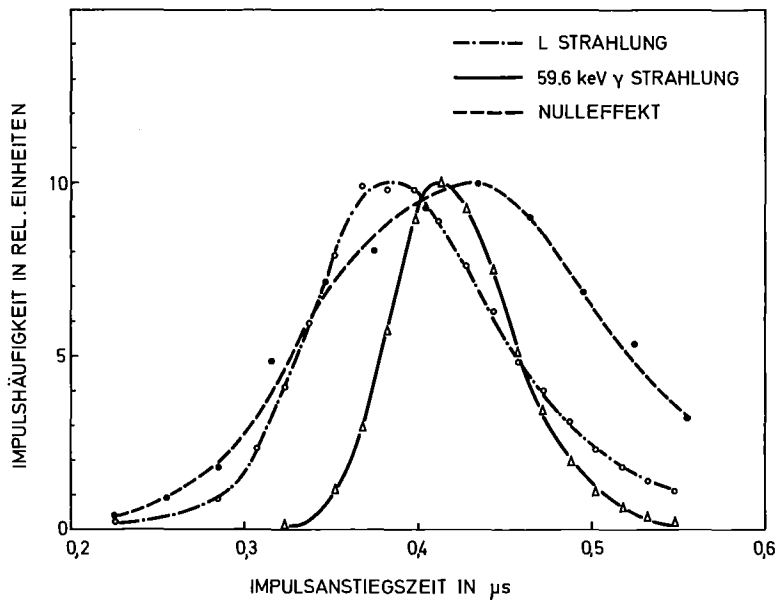


Abb. 4/36: Verteilung der Impulsanstiegszeiten des Harshaw-Phoswichdetektors für die L-Strahlung und die 59,6 keV γ -Strahlung vom Am-241 sowie für die Background-Strahlung

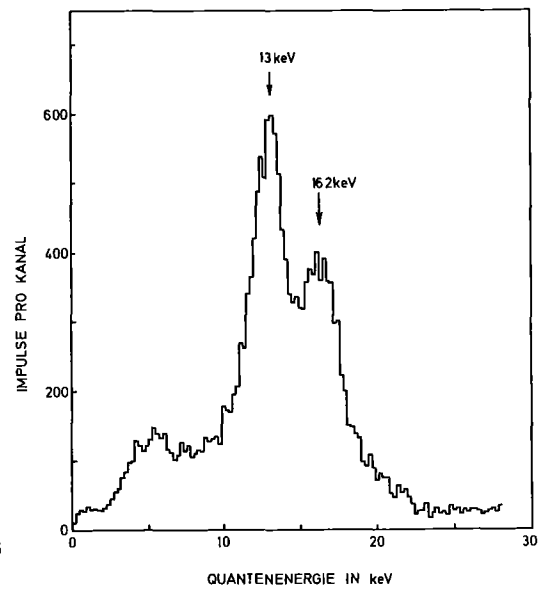


Abb. 4/37: Spektrum der Quantenstrahlung aus dem Beryllium-Fenster des Harshaw-Phoswichdetektors, gemessen mit einem Argon-Methan-Proportionalzähler (Meßzeit 62000 s)

Vergleichende Messungen mit einem uranhaltigen Filterpapier in der Größe des Berylliumfensters lieferten identische Spektren und erlaubten eine quantitative Abschätzung des Urangehaltes des Fensters (U_{nat}). Dieser Befund erklärt den hohen Background des Sandwichdetektors im Bereich der L-Strahlung und gestattet darüberhinaus auch eine Zuordnung der Peaks II, III zur 63 keV- bzw. 93 keV-Strahlung des Th-234. Somit ist zu erwarten, daß der Nulleffekt des Detektors im gesamten Energiebereich von 13 keV bis etwa 120 keV durch ein sauberes Berylliumfenster erheblich reduziert werden kann. Insbesondere kann der Detektor dann wie ursprünglich vorgesehen auch zur In-vivo-Messung von Plutonium herangezogen werden.

4.3.3 Aktivitätsmessungen von Gesteinsproben aus Uran-Sekundär-Lagerstätten

H. Fessler

Innerhalb des Arbeitskreises "Strahlenschutz in Uranerz- und anderen Bergwerken" wurde in Zusammenarbeit mit der Firma Saarberg-Interplan im Rahmen eines Forschungsprogrammes "Gesteinsaktivität" unter anderem auch gamma-spektroskopische Aktivitätsmessungen von Gesteinsproben aus Versuchsstollen im Raum von Baden-Baden durchgeführt.

Mit Hilfe eines Ge(Li)-Halbleiterdetektors wurde der ^{226}Ra -Gehalt der Gesteinsproben durch Messung von ^{214}Pb , der Gehalt an ^{238}U durch Messung von ^{235}U bestimmt. Die Meßergebnisse zeigten einen maximalen Urangehalt bis zu 46 mg/g. Im Bereich dieser Sekundärlagerstätten wurde für das Aktivitätsverhältnis $^{226}\text{Ra}/^{238}\text{U}$ Werte zwischen 1 und 0,1 gefunden. Die Meßergebnisse in Abb. 4/38 zeigen einen häufigsten Wert von etwa 0,5. Messungen des radioaktiven Ungleichgewichts zwischen Ra-226 und U-238 können zusammen mit radio- und geochemischen Untersuchungen dazu herangezogen werden, das Alter von Sekundärlagerstätten von Uran abzuschätzen.

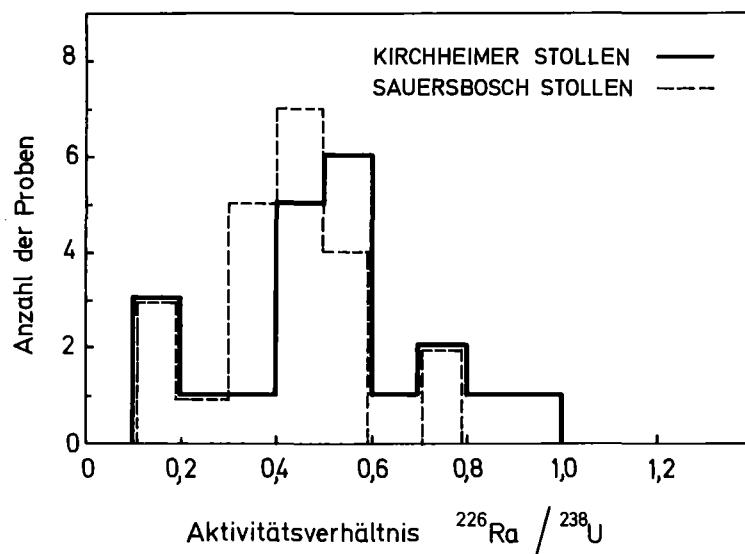


Abb. 4/38: Das Aktivitätsverhältnis $^{226}\text{Ra}/^{235}\text{U}$ in Gesteinsproben des Kirchheimer- und Sauerbosch-Stollen

4.3.4 Einsatz der Detektoren und spezielle Messungen

H. Fessler

Die Ge(Li)- und Oberflächensperrschicht-Detektoren wurden im Laufe des Jahres für Messungen einer Vielzahl unterschiedlicher Proben eingesetzt. Darüberhinaus wurden bei Low-level-Messungen für die Kernkraftwerke Gundremmingen und Niederaichbach α - und β -Brutto-Aktivitätsmessungen an Wasserproben sowie Tritiumbestimmungen (Tritiummessungen durch ASS/U) durchgeführt, die in der Tabelle 4/4 mit aufgeführt werden.

Meßgut	Meßmethode	Anzahl der Proben	Bemerkungen	eingesetzte Detektoren
Wasserproben	α -u. β -Bruttomessungen	277	Im Auftrag von Kernkraft- werken	Großflächendurchflußzähler
	Flüssigszintillator	108		Flüssigszint. Spektrometer
	γ -Spektroskopie	9		Koaxiale Ge(Li)-Detektoren
Biologisches Material	β -Bruttomessungen	50		Großflächendurchflußzähler
	Flüssigszintillator	18		Flüssigszint. Spektrometer
	γ -Spektroskopie	87		Koaxiale Ge(Li)-Detektoren
Aerosol-bzw. Jod-Filter	α - u. β -Bruttomessungen	116		Großflächendurchflußzähler
	γ -Spektroskopie	29		Koaxiale Ge(Li)-Detektoren
Bodenproben	γ -Spektroskopie	37		Koaxiale Ge(Li)-Detektoren
Gasproben	γ -Spektroskopie	25		Im Auftrag RBT und IRCH
	β -Messung im Füllzählrohr	31	Gasfüllzähler	
^{129}J u. ^{127}J Aktivierungsp. NaOH-Lösungen Abluft-Filter	γ -Spektroskopie	504	Im Auftrag ASS/Ch	Koaxiale Ge(Li)-Detektoren
	γ -Spektroskopie	28		Koaxiale Ge(Li)-Detektoren
Pu-Analysen	α -Spektroskopie	129		Si-Sperrschichtdetektoren
Versuchsproben	α -Spektroskopie	349		Si-Sperrschichtdetektoren
Aktivkohlepr. J-129 u. J-125	γ -u. Röntgenspektroskopie	194	Im Auftrag ASS/U u. Ch	planarer Ge(Li)-Detektor
Ferab-Proben	γ -Spektroskopie	46	Im Auftrag ASS/U	Koaxiale Ge(Li)-Detektoren
Sonderproben	γ -Spektroskopie	163		Koaxiale Ge(Li)-Detektoren
Endbeckenprob.	γ -Spektroskopie	73		Koaxiale Ge(Li)-Detektoren
Aktivkohlepr.	γ -Spektroskopie	97		Koaxiale Ge(Li)-Detektoren
Auslaugprob.	γ -Spektroskopie	124	Im Auftrag ABRA	Koaxiale Ge(Li)-Detektoren
Cm/Am-Analysen	α -Spektroskopie	6		Si-Sperrschichtdetektoren
versch. Proben	γ -Spektroskopie	241	-	Koaxiale Ge(Li)-Detektoren

Tab. 4/4: Spektroskopische Messungen 1977

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

5.1 Wartung und Reparatur von Strahlenschutzmeßgeräten

A. Schmitt

Gemäß einer Auflage der Aufsichtsbehörde werden sämtliche Dosisleistungsmeßgeräte, die im Kernforschungszentrum Karlsruhe eingesetzt sind, von der Abteilung Strahlenschutz und Sicherheit regelmäßig auf ihre Funktionstüchtigkeit überprüft. Sie werden nach einem Wartungsplan bisher jährlich bzw. halbjährlich auf mechanische und elektrische Fehler und Alterserscheinungen untersucht und dann an einem der Eichstände in der Eichhalle kalibriert. Auch neu beschaffte Geräte und solche instandgesetzten Dosisleistungsmesser, bei denen die Reparatur die Eichung beeinflusst, werden vor dem Einsatz kalibriert.

Die Typen der gewarteten Dosisleistungsmeßgeräte und die Art der Arbeiten sind aus der Tabelle 5/1 ersichtlich. Insgesamt sind 733 Geräte kalibriert worden, 13% mehr als im Vorjahr. Dazu kam noch die Kalibrierung von 52 Stabdosisimetern. Erwähnt sei hier, daß an den Kalibrierständen in der Eichhalle außerdem noch 501 Bestrahlungen von Dosimetern mit einer Bestrahlungszeit von zusammen 152 Stunden für Routinekalibrierungen von Auswertegeräten sowie für verschiedene Forschungs- und Entwicklungsarbeiten durchgeführt wurden.

Gerätetyp	Routineprüfung u. Kalibrierung	Kalibrierung nach Reparatur	neue Geräte: Eingangskontrolle u. Kalibrierung
Jordankammer	177	14	3
Graetz X- 10	6	-	-
" X- 50	134	15	7
" X- 500	16	1	-
" X- 1000	6	1	-
Total 6150	77	4	5
" 6112	53	15	10
Weichstrahlkammer	43	11	5
Taschenwarngeräte	43	1	-
Neutronenmeßgeräte	21	1	3
Stabdosisimeter	52	-	-
Sonstige	38	13	10
Insgesamt	666	76	43

Tab. 5/1: Wartungsarbeiten an Dosisleistungsmeßgeräten im Jahre 1977

Die Anzahl der routinemäßigen elektronischen Funktionsprüfungen von Dosisleistungsmeßgeräten hat sich um etwa 20% auf 639 erhöht. Bei 49 neu gelieferten Geräten waren Eingangsprüfungen nötig. An 26 HFK-Monitoren wurden kleinere elektronische Umbauten vorgenommen. Zwei neue Typen von HFK-Monitoren, die von der Industrie zur Ansicht vorgestellt wurden, sind getestet worden.

Die Tabelle 5/2 zeigt den Umfang der Wartungs- und Reparaturarbeiten an tragbaren Strahlenschutzmeßgeräten, HFK-Monitoren und Aktivitätsmeßplätzen. Verständlich ist dabei, daß rd. 60% der Reparaturen an Kontaminations- und HFK-Monitoren anfielen, deren Großflächendetektoren mechanisch empfindlich sind. Austausch der Fensterfolien und der Zähldrähte waren in rd. 40% der Reparaturfälle nötig. Defekte in der Elektronik, die meist eine zeitraubendere Fehlersuche bedingen, waren in rd. 50% der Fälle die Fehlerursache.

Kontaminationsmonitoren	193
HFK-Monitoren	145
Fußbodenmonitoren	6
Wäschemonitoren	6
Aktivitätsmeßplätze,	57
Probenwechsler etc.	11
Dosisleistungsmeßgeräte	88
Taschenwarngeräte	31
Neutronenmonitoren	6
Sonstige Geräte	10
insgesamt	553

Tab. 5/2: Reparatur- und Wartungsarbeiten an Strahlenmeßgeräten;
Art der Geräte

Folie	185
Zähldraht	29
Elektronik	254
Kabel	17
Mechan. Reparatur	36
Batterie	16
Hersteller	11
Garantie	5
	553

Tab. 5/3: Reparatur- und Wartungsarbeiten an Strahlenmeßgeräten;
Art der Reparatur

Von der Abteilung Strahlenschutz und Sicherheit werden z.Zt. 79 Anlagen mit insgesamt 154 Meßstellen zur Pegel- und Luftüberwachung in 21 verschiedenen Gebäuden des Zentrums sowie 45 weitere Meßstellen zur Umgebungsüberwachung betreut. Hierzu waren im Berichtsjahr 560 Reparatur-Einsätze nötig, die von einfacheren Justierarbeiten bis zu komplizierten Umbauten reichten. Vier Beta-Gasmeßstellen waren mit ⁴¹Ar kalibriert worden.

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. Außer der Installation einiger Pegel- und Luftüberwachungsanlagen sei hier erwähnt, daß im Berichtsjahr neben den üblichen kleineren Bestellungen 20 größere Beschaffungen mit einem Gesamtumfang von rd. DM 700 000,-- bearbeitet wurden.

5.2 Instabiler Nulleffekt von BF₃-Zählrohren

A. Schmitt

Vier BF₃-Zählrohre Modell G-5-1 der Firma N. Wood, die u.a. in Rem-Countern Modell PNR-4 der Firma Eberline eingesetzt sind, waren wegen ihren kleinen Abmessungen für Versuche fabrikfrisch beschafft worden. Über kurze Koaxialkabel waren sie an ladungsempfindliche Vorverstärker mit nachfolgendem Zähler-Timer-System angeschlossen. Zunächst verhielten sie sich mit Nulleffekten von 3 bis 4 Impulsen pro Stunde völlig unverdächtig.

Nach einigen hundert Betriebsstunden wurde bemerkt, daß alle Zählrohre höhere Nulleffekte in der Größenordnung von einigen hundert Impulsen pro Stunde lieferten. Plateaus und Impulsformen lieferten keine Anhaltspunkte für die Ursache. Messungen über längere Zeiten und Untersuchungen im Temperaturschrank zwischen 0°C und +30°C zeigten, daß die Zählrohre sich sehr unterscheiden und die Messungen sich kaum auf die Größenordnung genau reproduzieren ließen, da die Nulleffekt-Werte nicht nur stark von der Temperatur, sondern auch von der thermischen Vorgeschichte und der Einschaltdauer abhingen.

Zum Vergleich wurde ein weiteres Zählrohr dieses Types aus einem relativ neuen Rem-Counter ausgebaut und ebenso untersucht. Es verhielt sich weitgehend ähnlich wie das beste der zuerst untersuchten Zählrohre. Beim ersten Einschalten bei Raumtemperatur fiel im Laufe von etwa 6 Stunden der Nulleffekt von rd. 8 ipm auf 2 ipm (entsprechend 480 bis 120 Impulse pro Stunde). Im Temperaturschrank wurden bei +20°C Nulleffekt-Werte zwischen 6 bis 30 ipm gemessen, je nachdem, ob man sich von +30°C oder von 0°C der Meßtemperatur genähert hatt. Bei 0°C betrug er noch immer 2,4 ipm, bei +30°C rd. 30 ipm.

Eine Aufklärung der physikalischen Vorgänge im Zählrohr läßt sich aus den wenigen Beobachtungen nicht ableiten, wohl aber ein für die Praxis nützlicher Hinweis.

Die Tatsache, daß das Vergleichszählrohr aus dem Rem-Counter sich wie die anderen Zählrohre verhielt, läßt vermuten, daß der relativ hohe Nulleffekt wie auch die starke Temperaturabhängigkeit Eigenschaften dieses Zählrohrtyps sind. Beim Rem-Counter Modell PNR-4 fällt dies nur nicht auf, da dessen Skala erst bei 0,5 mrem/h beginnt, was einer Zählrate von 25 ipm entspricht.

Für empfindlichere Messungen erscheint dieser Zählrohrtyp nicht brauchbar. Da unsere vier Zählrohre bei gleicher Lebensgeschichte sich so unterschiedlich verhielten, ist anzunehmen, daß man bei diesem Typ mit starken Exemplarstreuungen rechnen muß.

5.3. Sonderaufgaben

J. Reiß, H.G. Röber

Im Berichtszeitraum sind 6 Meßstellen der Zählrohr-Monitoranlage an der WAK nach dem neuen 4-Leitersystem mit eingepprägtem Meßstrom fertiggestellt worden. Die Meßwertanzeige steht jetzt zusätzlich der Zentrale der WAK sowie der ASS/TM zur Verfügung.

Ferner wurden 4 weitere Digital-Schwellen für die Abluftüberwachung im Bau 536 gefertigt und eingebaut, sowie 3 neu beschaffte Thyac III mit verstärkter Höranzeige versehen.

Weiterhin waren diverse Kleinarbeiten und Beratungsdienste für ASS/O und ASS/Ch und die Betreuung der Glas- und Thermolumineszenzdosimeter-Auswertegeräte erforderlich. Hier sind besonders die Umrüstung des TLD-Auswertegerätes "Toledo" für Kleinrechnerbetrieb und eine Verbesserung des Gerätes bezüglich der schlechten Stabilität der Aufheizrate (s.Kapitel 4, 1,6) hervorzuheben.

6. METEOROLOGIE

6.1 Auswertung meteorologischer Messungen

H. Dilger, S. Vogt

6.1.1 Ausbreitungsstatistik

Unter Ausbreitungsstatistik wird die dreiparametrische Häufigkeitsverteilung der Windrichtung, der Windgeschwindigkeit und der Ausbreitungskategorie verstanden. Eine solche Statistik ermöglicht die Berechnung von Schadstoffkonzentrationen verschiedenster Art und dient der Berechnung von Langzeitausbreitungsfaktoren. Tab. 6/1 zeigt die Statistik des Jahres 1977. Die Ausbreitungskategorien sind mit A bis F bezeichnet. A bedeutet sehr labil; F bedeutet sehr stabil. Sie wurden aus 1-h-Mittelwerten der Schwankungsbreite der vertikalen Windrichtungsfluktuationen bestimmt. Der Windgeschwindigkeit liegen 1-h-Mittelwerte der Höhe 60 m zugrunde. Die Windrose wird in 30°-Sektoren eingeteilt, wobei z.B. im Sektor 360° Richtungen zwischen 345° und 15° enthalten sind. Die Gesamthäufigkeit in den Windrichtungssektoren ist über jeder Einzeltabelle in Prozent angegeben. Am Ende der Tabelle 6/1 ist die dreiparametrische Häufigkeitsstatistik auf eine zweiparametrische reduziert, indem über alle Windrichtungssektoren summiert wurde. Im Vergleich zur 5-jährigen Ausbreitungsstatistik (KFK 2499) sind die Änderungen der Häufigkeit der Ausbreitungskategorien gering. Die größten relativen Änderungen treten mit 3,8 % bzw. 2,9 % bei der Ausbreitungskategorie A bzw. F auf.

6.1.2 Windrichtung und -geschwindigkeit

- Häufigkeitsverteilung

Es wurden die Windrichtungs- und Windgeschwindigkeitsmessungen im Zeitraum von 1968 - 1976 jahresweise ausgewertet und Häufigkeitsverteilungen der Meßwerte erstellt. Die jahresweise Auswertung ermöglicht es, beim Einsatz verschiedener Meß- und Datenerfassungsgeräte Falschmessungen zu erkennen.

So wurde festgestellt, daß die Windrichtung in 60 m Höhe im Jahr 1968 und in der 1. Hälfte 1969 um etwa 10° zu groß, die Windgeschwindigkeit in 200 m im Jahr 1968 zu gering registriert wurde. Im übrigen handelt es sich um zeitlich homogene Meßreihen.

In Tab. 6/2 ist die über 9 Jahre gemittelte Häufigkeitsverteilung HA sowie die mittlere Abweichung $AB = \frac{1}{9} \sum_{i=1}^9 |HA_i - HA|$ der Windrichtung und Windgeschwindigkeit in 60 m Höhe aufgeführt. Das Maximum der Windgeschwindigkeit liegt zwischen 3 und 4 m/s mit einer Häufigkeit von 18,81 % und einer mittleren Abweichung von 1,18 %, d.h. ungefähr 13 % Abweichung bezogen auf den Mittelwert.

Die Häufigkeitsverteilung der Windrichtung zeigt 3 Maxima. Sie liegen geordnet nach abnehmender Intensität im 220°, 60°- und 360°-Sektor.

- Windrichtungsscherung

Aus einer dreijährigen Statistik wurde die Höhenabhängigkeit der Windrichtungsscherung für stabile, neutrale und labile Ausbreitungskategorien berechnet und daraus die Höhe der PRANDTL-Schicht abgeleitet. Die Obergrenze dieser Schicht liegt im Stablen unterhalb 40 m. Weiter wurde die Windrichtungsdifferenz zwischen 100 m und 40 m Höhe in Abhängigkeit von der Windrichtung berechnet. Große mittlere Scherung und große Streuung treten in den Minima der Häufigkeitsverteilung der Windrichtung im Süden und Nordwesten auf. Es gibt eine größere Zahl von Situationen, bei denen in der betrachteten Schicht eine Linksdrehung des Windes mit der Höhe vorkommt.

<u>Windrichtung 60 m</u>			<u>Windgeschwindigkeit 60 m</u>		
Sektor in Grad	HA	AB	WG-Stufe in m/s	HA	AB
10	232	50	1	427	90
20	231	41	2	1139	84
30	249	30	3	1703	126
40	257	30	4	1881	118
50	420	94	5	1745	180
60	620	108	6	1284	69
70	539	88	7	814	107
80	331	62	8	428	89
90	246	65	9	271	70
100	164	24	10	146	40
110	142	16	11	82	23
120	130	17	12	41	12
130	119	10	13	22	7
140	113	12	14	10	3
150	116	14	15	4	2
160	95	14	16	1	1
170	94	12	> 16	0	0
180	115	9			
190	157	20			
200	263	32			
210	587	85			
220	1127	192			
230	1007	125			
240	652	186	Ausfälle	5.73 %	
250	403	78			
260	259	36			
270	188	27			
280	123	9			
290	88	7			
300	92	10			
310	78	11			
320	84	16			
330	102	10			
340	115	26			
350	179	68			
360	283	32			
Ausfälle	7.82 %				

HA und AB in 10^{-4}

Der 10^0 -Sektor umfaßt die Richtungen 6^0 bis 15^0 .

Die Windgeschwindigkeits-(WG)-Stufe wird durch ihre Obergrenze bezeichnet; z.B. WG-Stufe 2 reicht von 1,1 bis 2,0 m/s.

Tab. 6/2 Häufigkeitsverteilung der Windrichtung und -geschwindigkeit in 60 m Höhe

Für zwei ausgewählte Sektoren und Stabilitäten wurde die Abhängigkeit der Windrichtungsdifferenz zwischen 100 m und 40 m von der Windgeschwindigkeit berechnet. Dabei nahm im Neutralen die Linksdrehung mit der Geschwindigkeit zu, im Stabilen ab.

6.1.3 Niederschlag

Bei der Berechnung der Ausbreitung von Schadstoffen in der Atmosphäre spielt der Effekt des Auswaschens durch Niederschlag eine wichtige Rolle. Für Unfallberechnungen unter probabilistischen Gesichtspunkten, wie z.B. im Ausbreitungsmodell der Deutschen Reaktorrisikostudie, interessiert vor allem die ununterbrochene Andauer des Niederschlages und die Niederschlagssumme während eines "Niederschlagsereignisses".

Hierzu wurden die 10-min-Werte des Niederschlages im Kernforschungszentrum Karlsruhe in den Jahren 1973 bis 1977 ausgewertet. Die 3903 Niederschlagsereignisse dieser vier Jahre entsprechen 100 %. Die Niederschlagsmenge eines Ereignisses ergibt sich durch Addition aufeinanderfolgender 10-min-Werte. Zeigte ein 10-min-Wert keinen Niederschlag an, so ist die Andauer eines Niederschlagsereignisses beendet.

In Abb. 6/1 ist die Summenhäufigkeit der Niederschlagsereignisse in drei Stufen der Niederschlagssumme aufgeschlüsselt: unter 0,6 mm (insgesamt 78,7 %), unter 4,0 mm (zusätzlicher Anteil 17,9 %), mehr als 4,0 mm (3,4 %). In der Hälfte der Fälle dauert ein Niederschlag bis zu 10 Minuten; etwa 5 % dauerten länger als 2 Stunden. Die längste Andauer wurde im September 1976 mit 19 Stunden registriert. Die Niederschlagssumme betrug dabei 53,3 mm.

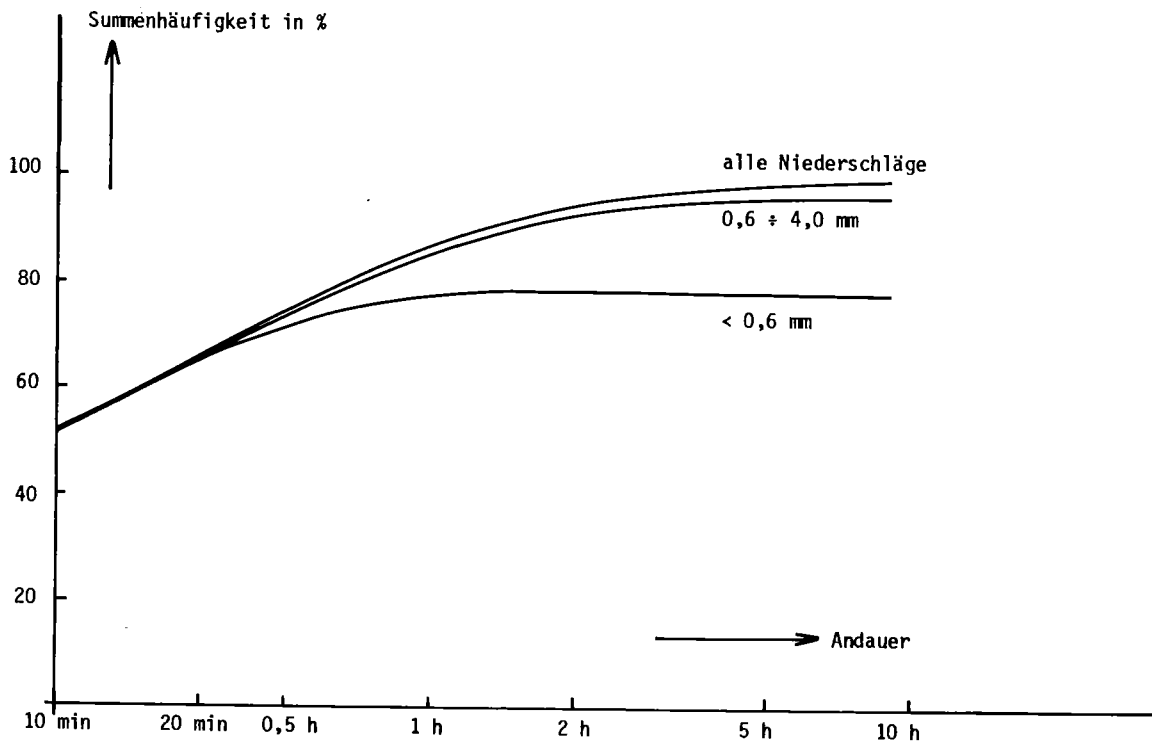


Abb. 6/1 Summenhäufigkeit der Niederschlagsereignisse in Abhängigkeit von der Andauer

6.1.4 Strahlung

In der Tab.6/3 sind die Mittelwerte der Monats- und Jahressummen der Globalstrahlung und der Strahlungsbilanz im Zeitraum 1972 bis 1975 aufgeführt. Hinter den Monats- bzw. Jahressummen steht der Betrag der mittleren Abweichung $AB = \frac{1}{5} \sum_{i=1}^5 |SUM_i - SUM|$. Darin bedeutet SUM die Monats- bzw. Jahressumme im i-ten Jahr.

Das Maximum der Globalstrahlung tritt erwartungsgemäß im Juni auf und beträgt im Mittel $53,8 \text{ kJ/cm}^2$; das entspricht 208 W/m^2 . Die größte positive Abweichung war $8,2 \text{ kJ/cm}^2$, die größte negative Abweichung $5,5 \text{ kJ/cm}^2$. Die geringste Globalstrahlung tritt im Januar mit $5,5 \text{ kJ/cm}^2$ (20 W/m^2) auf. Die Strahlungsbilanz zeigt im Juni und im Dezember ihr Maximum bzw. Minimum. Die Jahressummen der Globalstrahlung schwanken zwischen $325,9$ und $369,1 \text{ kJ/cm}^2$; im 5-Jahresmittel ergibt sich ein Wert von $345,6 \text{ kJ/cm}^2$. Dies entspricht einer durchschnittlichen Bestrahlungsstärke von 110 W/m^2 für unseren Standort.

	Globalstrahlung		Strahlungsbilanz	
	SUM	AB	SUM	AB
JAN	5,5	1,4	1,0	0,5
FEB	12,7	1,9	4,0	1,6
MAE	27,3	4,1	12,0	2,8
APR	36,8	3,6	17,8	0,6
MAI	50,8	5,3	26,5	2,4
JUN	53,8	4,0	28,1	1,9
JUL	52,1	3,2	27,9	2,4
AUG	46,0	2,4	23,6	1,1
SEP	30,3	2,3	14,3	0,9
OKT	17,2	3,0	6,7	1,3
NOV	7,9	0,6	1,4	0,7
DEZ	5,6	0,9	0,3	0,7
Jahr	345,6	16,4	163,5	9,2

Tab. 6/3 Monats- und Jahressummen der Globalstrahlung und der Strahlungsbilanz in kJ/cm^2 , Mittelwerte der Jahre 1972-75.

6.1.5 Feldmessungen

In der Nähe der Ortschaft Spöck ist auf einem Wiesengelände (Rauhigkeitsstufe II) ein Kurbelmast aufgestellt. Seit Ende Januar 1977 werden u.a. die Meßwerte σ_ϕ und σ_θ der in 15 m Höhe montierten Vektorfahne analog registriert. Das automatische Datenerfassungsgerät konnte nur für einige Probeläufe eingesetzt werden, weil der von der Lieferfirma zugesagte Grenzwert der Stromaufnahme deutlich überschritten wurde. Die Umrüstung auf stromsparende Spannungswandler ist noch nicht abgeschlossen.

Bis jetzt wurde die Streuung σ_ϕ der Monate Februar bis Juni 1977 ausgewertet. Dabei wurden die 10-min-Werte aus Spöck nach den im KfK bestimmten Ausbreitungskategorien eingeteilt, s.Tab. 6/4.

Meßort und -höhe	Ausbreitungskategorie					
	A	B	C	D	E	F
KfK, 100 m Bereich des σ_ϕ in Grad	> 15,0	11,1 - 15,0	7,6 - 11,0	3,6 - 7,5	2,1 - 3,5	0,0 - 2,0
Spöck, 15 m Mittelwert $\bar{\sigma}_\phi$ in Grad	7,8	7,0	6,2	4,1	2,9	3,2

Tab. 6/4 Streuung der Vertikalfluktuation σ_ϕ im KfK und in Spöck

Für die labilen Kategorien A - C und Kategorie D ergeben sich in 15 m über dem Gelände der Rauigkeitsstufe II niedrigere σ_ϕ -Werte als in 100 m über Gelände der Rauigkeitsstufe III. Auffallend ist der relativ hohe Mittelwert in Kategorie F. Das bedeutet, daß sich während dieser Situationen in Spöck noch keine stabile Schichtung ausgebildet hatte. Umgekehrt tritt bei neutraler Kategorie D im KfK eine größere Zahl von Situationen mit $\sigma_\phi < 1^0$ als in Spöck auf. Insgesamt gesehen ist nach den vorläufigen Auswertungen keine durchgängige Übereinstimmung der Ausbreitungskategorien an den beiden Standorten vorhanden. Weitere Auswertungen mit einem größeren Wertekollektiv sollten sich u.a. auf den Vergleich der Tagesgänge am KfK und in Spöck erstrecken, um so die Zeiträume für die Abweichungen in den Ausbreitungskategorien feststellen zu können.

6.1.6 Übertragbarkeit eines Bestimmungsschemas der Ausbreitungskategorie auf andere Standorte

Aus den Untersuchungen von Dilger und Nester [Dilger, H. und Nester, K.; Aufstellung und Vergleich verschiedener Schemata zur Bestimmung der Ausbreitungskategorie, Met. Rdsch. 28 (1975) 12-17] ergab sich, daß zur Bestimmung der Ausbreitungskategorie in Einzelsituationen neben den direkten Methoden nur eine einzige indirekte Methode brauchbar ist, nämlich die Bestimmung der Ausbreitungskategorie mit Hilfe des Temperaturgradienten dT/dz und der horizontalen Windgeschwindigkeit \bar{u} . Offen blieb, inwieweit man das zugehörige, an einem Standort gewonnene Einteilungsschema auf andere Standorte übertragen kann. Von dieser Frage hängt es u.a. ab, ob die Ausbreitungsparameter, die am Kernforschungszentrum Karlsruhe bestimmt wurden, auch in Einzelfällen an anderen Standorten verwendbar sind.

Um diese Frage zu untersuchen, wurden die Einteilungsschemata von Dilger/Nester (DN) und Polster (PO) [Polster, G.; Erfahrungen mit Strahlungs-, Temperaturgradient- und Windmessungen als Bestimmungsgrößen der Diffusionskategorien, Met. Rdsch. 22 (1969) 170-175] (beide basieren auf dT/dz und \bar{u}) zur Bestimmung der Ausbreitungskategorien in Jülich (Jü), Philippsburg (Ph) und Karlsruhe (Ka) im 1. Halbjahr 1974 verwendet. In Abb. 6/2 sind die Häufigkeitsverteilungen der Kategorien an diesen drei Standorten nach den beiden Einteilungsschemata dargestellt.

Bei idealer Übertragbarkeit müßte der Unterschied zwischen den Einzelhäufigkeiten an jedem Standort gleich sein. In Abb. 6/2 entsprechen die hellen Flächen diesem Unterschied. Bedingt durch die verschiedenen Häufigkeitsverteilungen der Windgeschwindigkeit und des Temperaturgradienten an den drei Standorten sind aber die Unterschiede zwischen den Einzelhäufigkeiten der Ausbreitungskategorien verschieden. Die verschiedene Größe der hellen Flächen an den einzelnen Standorten für die entsprechenden Kategorien ist ein Maß für die Abweichung von der idealen Übertragbarkeit. In Tab. 6/5 ist der halbe Betrag U des Unterschieds (da auf ein Schema bezogen), sein Mittelwert MWU und seine mittlere Abweichung n von MWU für die einzelnen Kategorien aufgeführt.

Aus Tabelle 6/5 ist zu entnehmen, daß z.B. bei Kategorie D die mittlere Abweichung n 0,9 % beträgt, d.h. im Mittel wird bei der hier vorgenommenen Übertragung der Schemata die Kategorie D um 0,9 % falsch bestimmt. Der kleinste Fehler wird bei Kategorie F mit 0,2 %, der größte Fehler bei Kategorie E mit 1,2 % gemacht. Der relativ große Fehler bei Kategorie E ist darauf zurückzuführen, daß bei dieser Kategorie die beiden Schemata sehr unterschiedliche Häufigkeiten liefern (vgl. Abb. 6/2). Da die standortspezifischen Abweichungen im Mittel bei den einzelnen Kategorien zwischen 0,2 und 1,2 % der Gesamtzahl der Fälle liegt, ist eine Übertragung der beiden untersuchten Schemata mit einem vertretbaren Fehler möglich.

	Ausbreitungskategorie					
	A	B	C	D	E	F
$U = 0,5 \cdot H_{DN} - H_{PO} $ am Standort						
Jü	1,1	1,7	1,5	2,9	6,1	1,3
Ka	1,7	3,2	1,1	2,3	3,3	1,6
Ph	0,1	1,7	3,1	0,4	6,1	1,1
$MWU = \frac{1}{3} (U_{Jü} + U_{Ka} + U_{Ph})$	1,0	2,2	1,9	1,9	5,2	1,3
$n = \frac{1}{3} \sum_{i=1}^3 MWU - U_i $	0,6	0,7	0,8	0,9	1,2	0,2

Tab. 6/5 Abweichung U der Kategorienhäufigkeit H bei der Anwendung der Schemata von Dilger/Nester (DN) und Polster (PO) auf die Standorte Jülich (Jü), Karlsruhe (Ka) und Philippsburg (Ph); alle Angaben in %

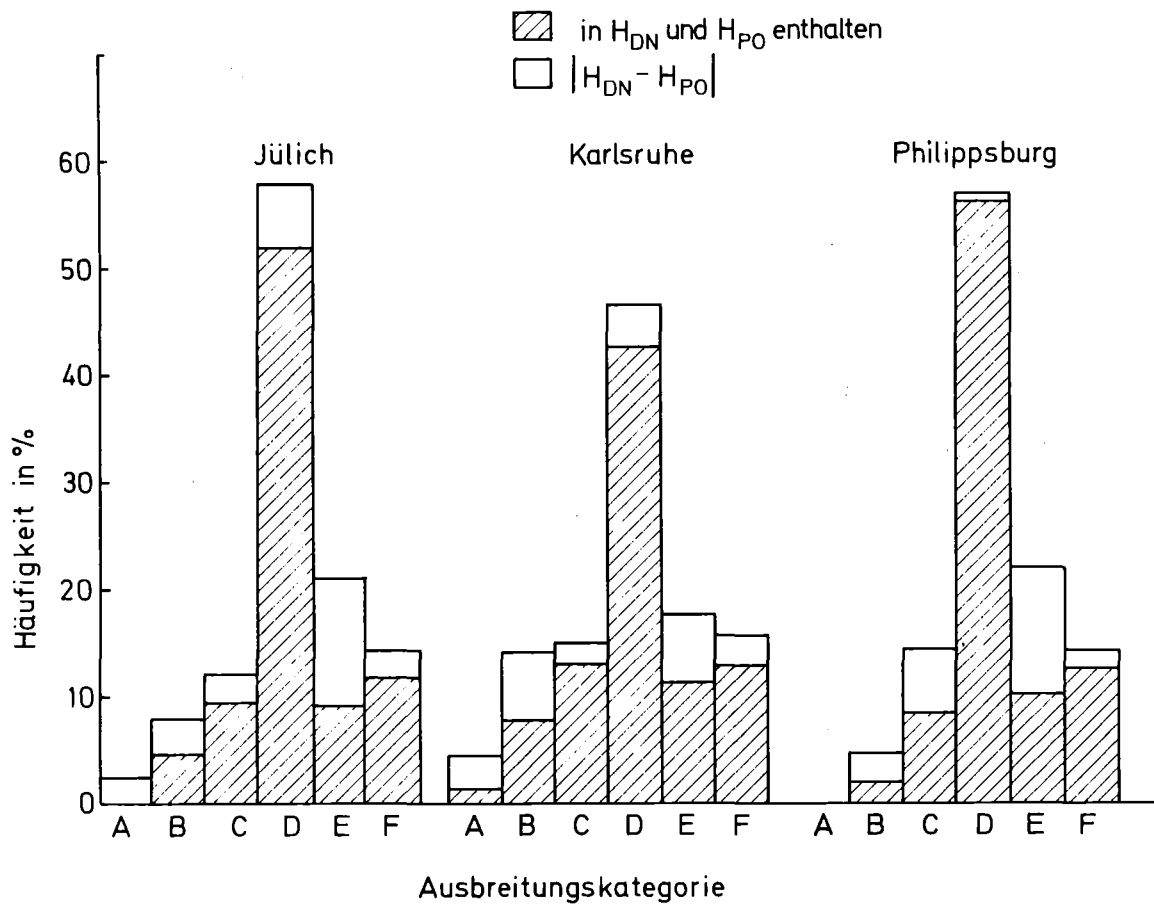


Abb. 6/2: Häufigkeitsverteilungen der Ausbreitungskategorien an drei Standorten nach den Einteilungsschemata von Dilger/Nester (DN) und Polster (PO)

6.1.7 Weitergabe meteorologischer Daten

Im Rahmen der Umgebungsüberwachung werden von ASS/O Untersuchungen über eventuelle Zusammenhänge der Tritiumkonzentrationen und der Niederschlagsverteilung durchgeführt. Hierfür werden monatlich die tägliche Verteilung von Windrichtung und Niederschlagsintensität erstellt. Weiterhin werden für diese Untersuchungen monatlich die Stundenmittel der Windgeschwindigkeit, der Windrichtung, der Ausbreitungskategorie und der absoluten Feuchte mitgeteilt.

Um die Auswirkungen des Kühlturbetriebs am MZFR auf die Umgebung untersuchen zu können, wurden dem Badenwerk die monatlichen statistischen Auswertungen des Jahres 1977 übergeben. Es handelt sich im einzelnen um Temperatur, Windgeschwindigkeit, Windrichtung, Luftfeuchte, Niederschlag und Niederschlagsmenge als Funktion der Windrichtung.

Am geodätischen Institut der Universität Karlsruhe wird das langperiodische statistische Verhalten des Refraktionskoeffizienten untersucht. Dafür erhielt das Institut die über vier Jahre ermittelten Daten von Taupunkt, Temperatur und Luftdruck.

6.2 Instrumentierung

H. Dilger

Weil die Emission der Tracer bei Ausbreitungsversuchen seit Herbst 1977 in 160 und 190 m Höhe erfolgt, wurde in 160 m Höhe eine dritte Vektorfahne installiert. Mit der Vektorfahne werden die Turbulenzverhältnisse in Emissionshöhe erfaßt.

Im Sigmameter der Vektorfahne wurde der Frequenzbereich für σ_ϕ zu tiefen Frequenzen hin erweitert und erfaßt nun alle Spektralanteile bis zu $\nu = 1/600$ Hz. Ein solches Sigmameter wurde im 2. Halbjahr 1977 an die Vektorfahne in 160 m Höhe angeschlossen und getestet. Ab 1.12.1977 werden umgebaute Sigmameter für alle Höhen verwendet.

An den Taupunktfühlern traten Meßfehler durch sich ändernde Übergangswiderstände an Kontakten auf. Daher wurde an einem Taupunktgerät der Abgriff für die Widerstandsmeßstrecke am Sensor geändert. Der Abgriff erfolgt nicht mehr über federnde Drähte im Innern des Geräts, sondern die Drähte wurden fest mit Laser an den Sensorkopf angeschweißt, durch den Sensor ins Freie geführt und über eine wasserdichte Steckverbindung wieder in das Gerät eingeführt. Durch diesen Umbau werden Kontaktschwierigkeiten zwischen dem federnden Draht und dem Sensorkopf vermieden.

In Tab. 6/6 sind die diesjährigen Ausfallraten der Meßinstrumente im Vergleich zu den Vorjahren aufgeführt. Die Ausfallraten der Vektorfahnen und der Taupunktfühler sind im Jahre 1977 weiter zurückgegangen.

Sie liegen jetzt unter 10 %. Die Ausfallrate der Anemometer ist durch einen zeitweiligen Fehler im Pulse Input Detector der PDP-8I angestiegen.

Instrument	Ausfallrate in %				
	1977	1976	1975	1974	1973
Anemometer	5,8	0,7	0,6	2,4	2,2
Schwertwindfahnen	0,1	0,0	0,1	1,7	7,1
Taupunktfühler	5,2	9,0	12,6	12,1	21,7
Temperaturfühler	0,9	2,3	1,4	1,6	9,4
Vektorfahnen ($\sigma_\theta, \sigma_\phi$)	8,3	10,5	16,2	16,5	28,0
Luftdruckgeber	5,4	3,4	5,3	0,9	11,5
Niederschlagsmesser	1,4	0,6	2,5	0,5	28,5
Strahlungsmesser	0,3	0,8	2,0	2,3	2,6

Tab. 6/6 Ausfallraten der meteorologischen Meßinstrumente

6.3 Datenerfassung

P. Thomas

Die Anlage zur automatischen Erfassung der meteorologischen Daten, eine Anlage, die an das CALAS-System der ADI angeschlossen ist, arbeitet weiterhin zuverlässig.

In der Zeit vom 1.12.1976 bis 30.11.1977 gingen durch Pannen, Reparatur und Wartung 2230 10-min-Datenblöcke von 52 560 möglichen verloren. Das ergibt eine Ausfallrate von 4,24 %. In diesen Ausfällen sind auch Pannen des CALAS-Systems enthalten, bei denen bereits erfaßte und an CALAS abgesetzte Daten im CALAS-Meßrechner zerstört wurden.

Die Ausfallrate liegt allerdings 1977 höher als in den zwei vergangenen Jahren (< 1,23 %). Ein Fehler im Zähler der Anemometerimpulse und ein stochastisch auftretender Kurzschluß in der Anlage konnte durch den Kundendienst nur nach langdauerndem Einsatz behoben werden. Vor und während dieser Zeit mußte die ausgefallene Anlage oft, auch außerhalb der Dienstzeit, wieder in Betrieb genommen werden. Dabei bewährte sich der automatische Pannmelder.

Das Datenerfassungsprogramm erfuhr folgende Erweiterungen:

Die fünf Meßwerte einer dritten, in 160 m Höhe montierten Vektorfahne werden erfaßt. Zur genaueren Ermittlung des Windspektrums und der Ausbreitungskategorien können bei Bedarf die Momentanwerte von Vektor- und Schwertwindfahnen im 1-s-Rhythmus abgefragt und gestanzt werden.

Vor dieser Programmänderung traten selten, danach häufig Zeitfehler auf. Die Ursache lag in Interferenzen der beiden Zeitgeber (Werksuhr und Quarzuhr). Deshalb wurde auf den Minutenimpuls der Werksuhr verzichtet. Nach einer entsprechenden Programmänderung erhält der Rechner den Zeittakt nur noch durch die eingebaute quarzgesteuerte Uhr. Damit entfällt die Warteschleife vor Eintreffen des Minutenimpulses, und der Zeitablauf wird homogener, besonders im Hinblick auf den 1-s-Zyklus.

Zu den Ausstellungen ENVITEC und INTERKAMA im Februar und Oktober 1977 in Düsseldorf wurde je eine Ferndatenleitung mittels Telephonanschluß aufgebaut. Interessierte Besucher konnten in Düsseldorf die am KfK gemessenen und ausgewerteten meteorologischen Daten on-line auf Sichtgeräten betrachten. Auf der ENVITEC war auch eine Vektorfahne mit Registriergeräten ausgestellt.

7. UMWELTSCHUTZ

7.1 Strahlenbelastung der Umgebung des Kernforschungszentrums Karlsruhe

W. Hübschmann, D. Nagel, D. Papadopoulos

7.1.1 Strahlenbelastung im Jahre 1977 aufgrund der mit der Abluft abgeleiteten Aktivität

Die Tab. 7/1 zeigt die im Jahre 1977 im Raum des KfK 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 KfK bewirkt. Diese wurde berechnet. Dabei wurden nur diejenigen Emittenten berücksichtigt, die merklich zur Gesamtemission eines Nuklids bzw. einer Nuklidgruppe beigetragen haben. Die Nuklidgruppen A, B und C sind in Tab. 3/10 erläutert.

Zur Berechnung der Umgebungsbelastung liegen die monatlichen Emissionswerte vor. Da diese z.T. stark schwanken, mußte meist mit monatlich unterschiedlichen, allerdings über einen Monat konstanten Emissionsraten gerechnet werden.

Tab. 7/1 Mit der Abluft im Jahre 1977 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	Jod-Äquivalent mCi	Sr-90 mCi
WAK	60	2,9	300		114800		190	8,2	20
FR-2	99		44			78800	192	2,3	
KNK	99			230					
MZFR	99,5			320			1020		
ADB-536	70	0,47	260				330	15	0,6
ADB-545	19	0,036					35	0,9	
ADB-548	15	0,036							
Zyklotron	36			136					
IHCH	60			49				0,75	
IRCH	15			38				0,7	
RBT/Z	60		6						
LAF	8							0,2	

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

**inkl. Sr-90-Anteil

Zur Errechnung der Gammadosis diente das Rechenprogramm WOLGA, s. KfK 2189, welches auch in der Nähe des Emittenten die räumliche Verteilung der Aktivität in den einzelnen Windrichtungssektoren berücksichtigt. Zur Errechnung der äußeren β -Strahlung (Hautdosis) sowie der inneren Strahlung nach Inhalation und/oder Ingestion radioaktiver Stoffe diente das Programm ISOLA-II, s. KfK 2210.

Die berechneten Strahlendosen in den umliegenden Ortschaften, am Zaun des KfK, sowie die jeweiligen Höchstwerte zeigt Tab. 7/2. Es handelt sich bei den äußeren γ - und β -Strahlendosen, um die Dosen, die am Aufpunkt mit einem das ganze Jahr 1977 exponierten Strahlenmeßgerät als zusätzliche Dosis - zusätzlich zur natürlichen Strahlung an diesem Ort - gemessen worden wären. Zur Ermittlung der Personendosis muß dem-

gegenüber berücksichtigt werden, daß sich eine Person nicht die ganze Zeit am selben Ort aufhält und daß Gebäude und Kleidung die Strahlung abschirmen.

Tab. 7/2 Ortsdosen in mrem durch die im Jahre 1977 emittierten radioaktiven Stoffe

Belastungspfad Körperteil/Organ Aktivität	Submersion		Inhalation			Ingestion		Schilddrüse Jod	
	Ganzkörper γ -Aktivität	Haut β -Aktivität	Lunge Gruppe A+B	Ganzkörper H-3 und C-14	Knochen* Gruppe A	Ganzkörper C-14 und Sr-90	Knochen* Sr-90		
O r t									
Graben	0,7	0,8	0,03	0,02	0,05	0,04	0,03	0,13	
Neudorf	0,5	0,6	0,03	0,02	0,04	0,03	0,02	0,10	
Friedrichstal	0,5	0,6	0,02	0,02	0,03	0,04	0,02	0,10	
Spöck	0,3	0,4	0,01	0,01	0,02	0,02	0,01	0,06	
Neuthard	0,5	0,5	0,02	0,02	0,03	0,03	0,02	0,08	
Karlsdorf	0,4	0,4	0,02	0,01	0,02	0,02	0,01	0,06	
Staffort	0,2	0,2	0,01	0,01	0,01	0,01	0,01	0,03	
Blankenloch	0,2	0,2	0,01	0,01	0,01	0,02	0,01	0,04	
Hagsfeld	0,2	0,2	0,01	0,01	0,01	0,01	0,01	0,04	
Karlsruhe-Markt	0,2	0,2	0,01	0,01	0,01	0,01	0,01	0,04	
Neureut	0,3	0,3	0,01	0,01	0,02	0,02	0,01	0,07	
Eggenstein	1,0	0,6	0,02	0,02	0,04	0,04	0,02	0,15	
Leopoldshafen	1,0	1,2	0,05	0,03	0,07	0,06	0,03	0,21	
Linkenheim	0,6	1,0	0,05	0,02	0,08	0,04	0,04	0,13	
Hochstetten	0,4	0,5	0,02	0,01	0,04	0,03	0,02	0,08	
Liedolsheim	0,2	0,3	0,01	0,01	0,02	0,02	0,01	0,05	
Rußheim	0,2	0,2	0,01	0,01	0,01	0,01	0,01	0,03	
Leimersheim	0,4	0,4	0,02	0,01	0,03	0,02	0,01	0,07	
Nordtor	8,7	5,1	0,25	0,15	0,36	0,45	0,13	1,3	
Südtor	5,5	2,3	0,07	0,09	0,09	0,30	0,04	0,8	
Zaun NO vom FR-2	10,5	4,3	0,11	0,12	0,15	0,30	0,04	0,8	
Zaun SW vom FR-2	6,3	2,5	0,08	0,09	0,11	0,35	0,04	0,9	
maximale Dosis außerhalb des KfK	13,1	10,3	0,5	0,2	0,9	0,6	0,5	1,3	
Koordinaten des Dosismaximums in m (außerhalb des KfK)	x y	390 680	370 1630	370 1630	370 940	370 1630	-640 -370	370 1630	200 750

*Bei den Knochendosen handelt es sich um die über 50 Jahre integrierten Folgedosen (dose commitment)

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 gesondert erfaßt. Anstatt der Inhalationsdosen wurden 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 nur dann entstehen, wenn an dem betreffenden Ort Weidewirtschaft mit Kühen betrieben wird und die Milch dieser Kühe unvermischt von Kleinkindern, die z.B. in einer der benachbarten Ortschaften aufwachsen, konsumiert wird.

Als Emission der Nuklidgruppe A der Emittenten WAK und ADB wird das α -aktive Aktiniden-Gemisch eines Brennstoffes mit einem Abbrand von 34 MWd/kg angenommen ("altes Gemisch A", Kühlzeit 3 Jahre).

In der Nuklidgruppe B überwiegen die alten Spaltproduktgemische aus der WAK und ADB. Die verwendeten Dosisfaktoren und die γ -Dosisleistungskonstante sind in Tab. 7/3 eingetragen. Der Sr-90-Anteil der Nuklidgruppe B wurde bei den Emittenten WAK und ADB-536 durch Filteranalysen bestimmt. Es wurden die potentiellen Sr-90-Ganzkörper- und Knochen-Ingestionsdosen errechnet. Die potentionellen Sr-90-Ganzkörper-Ingestionsdosen betragen ca. 2 % der Sr-90-Knochen-Ingestionsdosen und tragen zu den Ganzkörper-Ingestionsdosen durch C-14 und Sr-90 (Tab. 7/5) den kleineren Teil bei.

Die berechneten Dosismaxima liegen unter den nach der Strahlenschutzverordnung zulässigen Werten, z.B. 30 mrem Ganzkörperdosis eines Erwachsenen, 90 mrem Schilddrüsendosis eines Kleinkindes. Die zugehörigen Koordinaten x und y sind vom Fußpunkt des FR-2-Kamins aus gerechnet.

Die mittlere γ -Submersions-Ganzkörperdosis der Bevölkerung im Umkreis von 20 km um das Kernforschungszentrum Karlsruhe betrug im Jahre 1977 0,14 mrem.

Tab.7/3 Dosisfaktoren und γ -Dosisleistungskonstanten

Kritisches Organ bzw. Körperteil	Nuklid bzw. Nuklidgemisch	Belastungspfad	Kritische Bevölkerungsgruppe	Dosisfaktor $\frac{\text{rem m}^3}{\text{Ci s}}$	γ -Dosisleistungskonstante $\frac{\text{rem m}^2}{\text{Ci s}}$	Referenz
Ganzkörper	Ar-41	äußere γ -Strahlung	Erwachsene	-	$1,8 \cdot 10^{-4}$	1)
	Edelgase, KKP-I	äußere γ -Strahlung	"	-	$0,46 \cdot 10^{-4}$	
	H-3	Inhalation und Hautatmung	"	0,09	-	KFK 2348
	C-14	Inhalation	"	0,1	-	
	C-14 Sr-90	Ingestion	"	11,4 170	- -	2)
Knochen	Sr-90	Ingestion	Erwachsene	12 000	-	2)
	"frisches Gemisch A"	Inhalation	"	200 000	-	KFK 2348
	"altes Gemisch A"	"	"	150 000	-	KFK 2348
Lunge	Gemisch A	Inhalation	Erwachsene	67 000	-	s. Kap. 7.6.3
	"frisches Gemisch B"	"	"	37	-	KFK 2348
	"altes Gemisch B"	"	"	190	-	KFK 2348
Haut	Ar-41	äußere β -Strahlung	"	0,1	-	1)
	Kr-85	"	"	0,043	-	1)
	Edelgase, KKP-I	"	"	0,1	-	
Schilddrüse	J-129 (elementar)	Ingestion	Kleinkinder	185 000	-	KFK 2544
	J-131 "	"	"	48 900	-	KFK 2544
	J-131 (org. geb.)	"	"	490	-	

1) Allgemeine Berechnungsgrundlagen ... Abluft, Der Bundesminister des Innern, 1977

2) W. Hübschmann, D. Papadopoulos; Die Abschätzung zulässiger Sr-90-Emissionsraten. (in Vorbereitung)

7.1.2 Vorausgeschätzte Strahlenbelastung aufgrund des Abluftplans 1978

Die Tab. 7/4 zeigt die gemäß Abluftplan für das Jahr 1978 gemeldeten Emissionen und die Antragswerte des Kernkraftwerkes Philippsburg-I (KKP-I). Gegenüber dem Abluftplan 1977 wurden nur kleine, nicht ins Gewicht fallende Änderungen der zulässigen Emissionen einiger Emittenten vorgenommen. Die Emittenten IAK, ABRA und TEKO sind neu hinzugekommen. Der Sr-90-Anteil der Nuklidgruppe B ist - mit Ausnahme der WAK - auf 10 % beschränkt. Der WAK wird eine Sr-90-Emission von 0,3 Ci/a* zugebilligt.

Für die Berechnungsverfahren der Dosisbelastung gilt das gleiche wie unter 7.1.1. Es wurde die meteorologische Statistik der Jahre 1972 bis 1976 zugrundegelegt. Die verwendeten Ausbreitungsparameter berücksichtigen die lokalen Verhältnisse (Bebauung, Bodenbedeckung) in der Umgebung des KfK.

Bezüglich der Nuklidauswahl wurde folgendermaßen verfahren:

* Mit Wirkung vom 22.2.1978 auf 0,1 Ci/a reduziert.

Nuklidgruppe A: Bei den Reaktoren und Instituten wird konservativerweise die Emission von Pu-239 angenommen ("frisches Gemisch A"). Bei der WAK und ADB wird das α -aktive Aktiniden-Gemisch eines Brennstoffes mit einem Abbrand von 34 MWd/kg angenommen ("altes Gemisch A", Kühlzeit 3 Jahre).

Nuklidgruppe B: Bei dieser Gruppe handelt es sich meist um ein Spaltproduktgemisch; dessen Alter bestimmt die Nuklidzusammensetzung. Für die Emission der WAK und ADB wird ein Gemisch mit einer Kühlzeit von 3 Jahren, für die Reaktoren und Institute ein Gemisch mit 6 Stunden Kühlzeit angenommen. Der Sr-90-Anteil wird entsprechend der Limitierung im Abluftplan angenommen; für die Emission des KKP-I ist er auf 1 % begrenzt.

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. Außerdem wird unterstellt, daß die zulässige C-14-Emission ausgeschöpft wird. Das KKP-I gibt ein Gemisch von Krypton- und Xenon-Isotopen ab. Die gewichteten Dosisfaktoren enthält Tab. 7/3.

Jodnuklide: Das Alter der Spaltprodukte bestimmt das überwiegend "aktive" Nuklid. Neben dem Spaltjod, welches von den Reaktoren und der WAK abgegeben wird, wird in den Instituten auch speziell hergestelltes radioaktives Jod verarbeitet. Da nicht die Aktivität, sondern die Dosis in der Umgebung begrenzt werden soll, genügt es, die Jod-Emission als Jod-131-Äquivalent A_{J-131}^* anzugeben. Aus diesem Äquivalent wird die zulässige Emission des Jodnuklids i wie folgt errechnet:

$$A_i^{zul} = f_i A_{J-131}^*$$

f_i Wichtungsfaktor des Nuklids i

$$f_i = \frac{g_{J-131}}{g_i}$$

Im Abluftplan 1978 ist zusätzlich zur Jahres- und Monatsemission auch die zulässige Wochenemission begrenzt. 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 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 stattdessen mit einer erhöhten fiktiven Jahresemission gerechnet. Diese ist gleich dem 50-fachen der zulässigen Wochenemission. Eine Ausnahme bilden die beiden Emittenten FR-2 und WAK; diese müssen etwa 200 Tage pro Jahr in Betrieb sein, um die zulässige Emission annähernd zu erreichen und werden deshalb, ebenso wie KKP-I, als gleichmäßige Emittenten angesehen.

Die Abbn. 7/1 bis 7/5 zeigen die Isodosenlinien der wichtigsten Strahlendosen in der Umgebung des KfK. Die γ -Submersionsdosis (Abb. 7/1), die β -Submersionsdosis (Abb. 7/2) und die Ganzkörper-Inhalationsdosis (Abb. 7/3) sind jeweils errechnet unter der Annahme des ständigen Aufenthaltes eines gegenüber der Strahlung ungeschützten Menschen am jeweiligen Aufpunkt. Zur Errechnung der Schilddrüsen-Ingestionsdosis, (Abb. 7/5) muß - entsprechend einer Auflage der zuständigen Behörde - angenommen werden, daß am jeweiligen Aufpunkt Milchwirtschaft mit Kühen betrieben und die erzeugte Milch unvermischt zur Ernährung eines Kleinkindes verwendet wird, auch wenn sich an diesem Ort keine Weide, sondern z.B. Wald befindet. In ähnlicher Weise wird zur Errechnung der Sr-90- und C-14-Ingestionsdosis, (Abb. 7/4) angenommen, daß am betreffenden Aufpunkt Gemüse angebaut und von einer Person in einer der umliegenden Ortschaften verzehrt wird. Die Strahlendosen in den umliegenden Ortschaften sowie die jeweiligen Maxima der einzelnen Strahlenbelastungen sind in Tab. 7/5 enthalten.

Tab. 7/4 Emission im Bereich des KFZK laut Abluftplan 1978 und Antragswerte des KKP-I

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 /LAVA	60	100	1250	10	2000	400	350000	-	1000	40
2	FR-2	99	0	0	0,3	150	2000	-	120000 *	1000	50
3	KNK*	99	-160	530	0,3	150	8000	-	-	-	10
4	MZFR*	99,5	-40	610	0,3	150	3000	-	-	4000	50
5	RBT/Z*	60	-40	300	0,8	400	1000	-	-	-	10
6	IHCH 721*	60	-10	380	0,8	100	800	-	-	-	10
7	ADB-534*	8	-310	50	0,01	10	-	-	-	1	-
8	ADB-536*	70	-340	90	2	400	1000	-	-	-	10
9	ADB-545*	19	-110	130	0,03	15	100	-	-	-	4
10	ADB-548*	15	-70	170	0,025	7	30	-	-	-	0,2
11	ZYKL*	36	-370	-150	0,3	15	500	-	-	-	0,2
12	SNEAK*	50	250	-400	0,2	100	200	-	-	-	3
13	TU*	50	360	550	0,03	10	30	-	-	-	2
14	IRCH*	15	-160	-280	0,01	1	90	-	-	-	2
15	IMF I*	9	150	190	0,016	-	-	-	-	-	-
16	IMF III*	5	-300	210	0,03	-	-	-	-	-	-
17	LIT-403*	10	0	-540	-	15	-	-	0,5	-0,25	-
18	INR*	15	20	-420	-	-	-	-	-	50	-
19	RBT/IT*	22	-10	-170	0,03	0,21	12	-10	-	-	0,15
20	IHCH-725*	10	90	460	0,01	10	20	-	-	-	0,1
21	ISTL*	12,5	-320	-320	-	0,01	0,03	-	-	-	-
22	IK/ITP*	12	-100	-520	-	-	-	-	-	-	0,05
23	LAF-11*	8	250	-610	-	-	-	-	-	-	0,81
24	RBT-605*	15	-10	-180	-	-	-	-	10	3	-
25	IAK*	10	90	-410	-	-	-	-	-	0,05	-
26	ABRA*	60	-255	335	0,015	0,025	-	-	-	-	-
27	TEKO*	58	315	-230	0,05	-	-	-	-	-	-
28	KKP-I	100	300	17600	-	4000	70000 Ci/a Edelgase; 25 Ci/a C-14		1000	303**	

*Es wird mit fiktiver (erhöhter) Emissionsrate gerechnet;

* Mit Wirkung vom 22.2.1978 auf 80 000 Ci/a reduziert.

**Anteil elementaren Jods ≤ 50 %

Tab. 7/5 Abschätzung der Ortsdosen in der Umgebung des KfK auf der Basis des Abluftplanes 1978 und der Antragswerte des KKP-I, Ortsdosen in mrem **

Belastungspfad Körperteil/Organ Aktivität	Submersion		Inhalation			Ingestion			
	Ganzkörper γ-Aktivität	Haut β-Aktivität	Lunge Gruppe A+B	Ganzkörper H-3 und C-14	Knochen* Gruppe A	Ganzkörper C-14 und Sr-90	Knochen* Sr-90	Schilddrüse Jod	
Ort									
Graben	1,1	1,9	0,13	0,20	0,21	0,17	0,47	0,81	
Neudorf	0,8	1,4	0,10	0,15	0,15	0,13	0,34	0,62	
Friedrichstal	0,9	1,3	0,09	0,18	0,14	0,16	0,30	0,62	
Spöck	0,5	0,7	0,05	0,10	0,08	0,08	0,17	0,36	
Neuthard	0,8	1,0	0,07	0,12	0,11	0,10	0,23	0,47	
Karlsdorf	0,5	0,8	0,05	0,09	0,08	0,07	0,18	0,35	
Staffort	0,4	0,5	0,03	0,06	0,05	0,05	0,11	0,25	
Blankenloch	0,4	0,6	0,04	0,08	0,07	0,07	0,14	0,31	
Hagsfeld	0,4	0,5	0,04	0,06	0,05	0,05	0,11	0,24	
Karlsruhe-Markt	0,3	0,5	0,03	0,06	0,05	0,05	0,10	0,23	
Neureut	0,6	0,9	0,06	0,12	0,10	0,10	0,21	0,43	
Eggenstein	2,4	2,1	0,15	0,33	0,25	0,30	0,52	1,07	
Leopoldshafen	1,6	3,4	0,25	0,35	0,39	0,31	0,87	1,30	
Linkenheim	1,2	2,1	0,24	0,24	0,26	0,24	0,58	0,90	
Hochstetten	0,8	1,6	0,12	0,17	0,19	0,16	0,41	0,67	
Liedolsheim	0,5	1,0	0,07	0,10	0,11	0,09	0,23	0,50	
Rußheim	0,3	0,7	0,05	0,07	0,07	0,06	0,16	0,45	
Leimersheim	0,5	0,8	0,06	0,10	0,09	0,09	0,20	0,43	
Nordtor	20,0	13,7	1,27	2,32	2,20	3,67	5,24	8,63	
Südtor	8,5	5,7	0,45	2,65	0,83	1,79	1,92	3,73	
Zaun NO vom FR-2	18,5	8,9	0,67	2,04	1,26	2,03	2,66	6,22	
Zaun SW vom FR-2	11,5	7,5	0,52	2,17	0,96	2,29	1,85	4,50	
maximale Dosis außerhalb des KfK	25,0	24,0	1,8	3,0	2,7	3,7	6,0	8,7	
Koordinaten des Dosismaximums in m (außerhalb des KfK)	x y	-570 0	520 1480	520 1480	-570 0	520 1480	200 750	-170 1080	200 750

*Über 50 Jahre integrierte Folgendosen

** Ohne Berücksichtigung der Reduzierungen der zulässigen Abgabewerte vom 22.2.1978.

Die direkte Ganzkörperdosis (Summe der γ -Submersions- und der Inhalationsdosis) erreicht 28 mrem/a, die Schilddrüsensosis eines Kleinkindes durch Jod-Ingestion 8,7 mrem/a, jeweils am Zaun des KfK.

Damit werden die beiden Grenzwerte von 90 mrem/a Schilddrüsensosis durch Jod-Ingestion sowie 30 mrem/a Ganzkörperdosis unterschritten. In beiden Fällen handelt es sich um fiktive Dosen, da sich an diesen Stellen Wald befindet.

Auch unter Berücksichtigung der übrigen Ingestionspfade werden die genannten Dosisgrenzwerte nicht überschritten: Dazu wird zu der höchsten tatsächlich zu erwartenden direkten Ganzkörperdosis (in Eggenstein sind $2,4 + 0,33$ mrem/a = 2,8 mrem/a zu erwarten) die höchste in der Umgebung zu erwartende Ganzkörper Ingestionsdosis addiert. Konservativerweise wird dafür das fiktive Dosismaximum (3,0 mrem/a) gewählt; Die gesuchte Ganzkörperdosis unter Berücksichtigung der Ingestionspfade ist daher in Eggenstein (ungünstigster Ort) kleiner als 5,8 mrem/a.

Die mittlere γ -Submersionsdosis (Ganzkörperdosis) der Bevölkerung im Umkreis von 20 km um das KfK beträgt

$$\bar{D} = \frac{\sum_i P_i D_i}{\sum_i P_i} = 0,28 \text{ mrem};$$

hier ist P_i die Einwohnerzahl und D_i die errechnete γ -Ganzkörperdosis des Ortes i bis zu einer Entfernung von 20 km von KfK.

7.1.3 Radiologische Belastung der Bevölkerung in der Umgebung der Wiederaufarbeitungsanlage Karlsruhe - die Kluft zwischen konservativer und realistischer Abschätzung

W. Hübschmann, D. Papadopoulos

Die radiologische Belastung der Bevölkerung durch radioaktive Stoffe aus kerntechnischen Anlagen ist wesentlich niedriger als die natürliche und die durch Kernwaffen-Fallout erzeugte Belastung. Daher ist eine direkte Messung der Immission nicht oder nur in Einzelfällen möglich. Zur Ermittlung der radiologischen Belastung der Bevölkerung werden die Emission und die meteorologischen Parameter gemessen; mit Hilfe dieser Meßwerte und der Modellvorstellung über die Verbreitung der radioaktiven Stoffe wird die Äquivalentdosis einzelner Personen in der Umgebung abgeschätzt. Diese Rechnung ist "konservativ", d.h. die Dosen werden überschätzt. Der Grad der Überschätzung ist jedoch meist unbekannt.

Anhand der Wiederaufarbeitungsanlage Karlsruhe (WAK) wurde die Kluft zwischen der "konservativen" und einer realistischen Dosisabschätzung aufgezeigt (23). Es wird der Betrieb der WAK in den Jahren 1972 - 1976 zugrundegelegt. Die konservative Abschätzung stützt sich auf das im Gutachten der GRS verwendete Verfahren.

Folgende Gründe tragen zu einer Überschätzung der konservativ abgeschätzten Dosen bei (Zahlenwerte s. Tab. 7/6):

- 1) Es wird weniger Aktivität abgeleitet als beantragt. Wegen der relativ langen Stillstandszeiten der Prototypenanlage WAK (55 % der Gesamtzeit) sind die Emissionen auf die reine Betriebszeit bezogen, d.h. die zulässige Emission wurde um den relativen Anteil der Stillstandszeit gekürzt.
- 2) Die Kaminüberhöhung durch den Impuls und den thermischen Auftrieb der Abgasfahne wird vernachlässigt. Der Faktor 1,4 entspricht einer Überhöhung von 10 m bei 60 m Kaminhöhe.
- 3) Es wird jeweils das Maximum der Ortsdosis ermittelt, unabhängig davon, ob sich an diesem Ort Personen ständig aufhalten oder ob er landwirtschaftlich genutzt wird. Die realistisch abgeschätzten Maximaldosen werden demgegenüber für die nächste Ortschaft (Submersions- und Inhalationsdosis), für die

nächste Viehweide (Schilddrüsendosis durch Jod-Ingestion) und für das nächste Ackerland (Sr-90-Ingestionsdosis) ermittelt.

4) Die Dosisfaktoren werden überschätzt:

- Bei externer Beta-Strahlung wird die Selbstabschirmung der Haut vernachlässigt.
- Bei der Berechnung der Inhalationsdosis radioaktiver Aerosole wird der Dosisfaktor des Nuklidgemischs durch denjenigen des Nuklids höchster Radiotoxizität ersetzt.
- Der Schilddrüsen-Dosisfaktor für Jod-Ingestion über den Weide-Kuh-Milch-Pfad wurde seitens der vorgesetzten Behörde vorgeschrieben.
- Bei der Berechnung von Äquivalentdosen durch die Ingestion von Strontium über den Verzehr von Gemüse und pflanzlichen Produkten werden konservative Faktoren verwendet, die insgesamt zu einer erheblichen Überschätzung der Ingestionsdosis führen.

Die Zusammenfassung dieser verschiedenen Effekte, (s. Tab. 7/6), zeigt, daß zum Teil eine ganz erhebliche Diskrepanz zwischen konservativ und realistisch abgeschätzten Äquivalentdosen besteht. Die Diskrepanz ist umso größer, je mehr Faktoren bei der Berechnung eines Expositionspfades zu berücksichtigen sind; sie ist am größten bei den Ingestionsdosen.

Tab. 7/6 Überschätzungsfaktoren der einzelnen Belastungspfade

Nuklid bzw. Nuklidgruppe	Kr-85 externe β -Strahlung Körperteil bzw. Organ	α -aktive Aerosole Inhalation Knochen	β -aktive Aerosole Inhalation Lunge	J-129		Sr-90	
				Inhalation Schilddrüse	Ingestion	Ingestion Knochen	Ingestion Ganzkörper
Dosis-Überschätzung durch							
Aktivitätsemission	3,8	2,2	12,5		1,0		3,3
Kaminüberhöhung	1,4	1,4	1,4		1,4		1,4
ungünstigster Aufpunkt	8	8	8	8	160		3,2
Dosisfaktor	1,3	4,7	1,5	1	10,8	2,1	35
Gesamt-Überschätzung	55	115	210	11	2400	30	520



Abb. 7/1: GANZKÖRPERDOSIS DURCH EXTERNE GAMMASTRAHLUNG
PROGNOSE 1978.

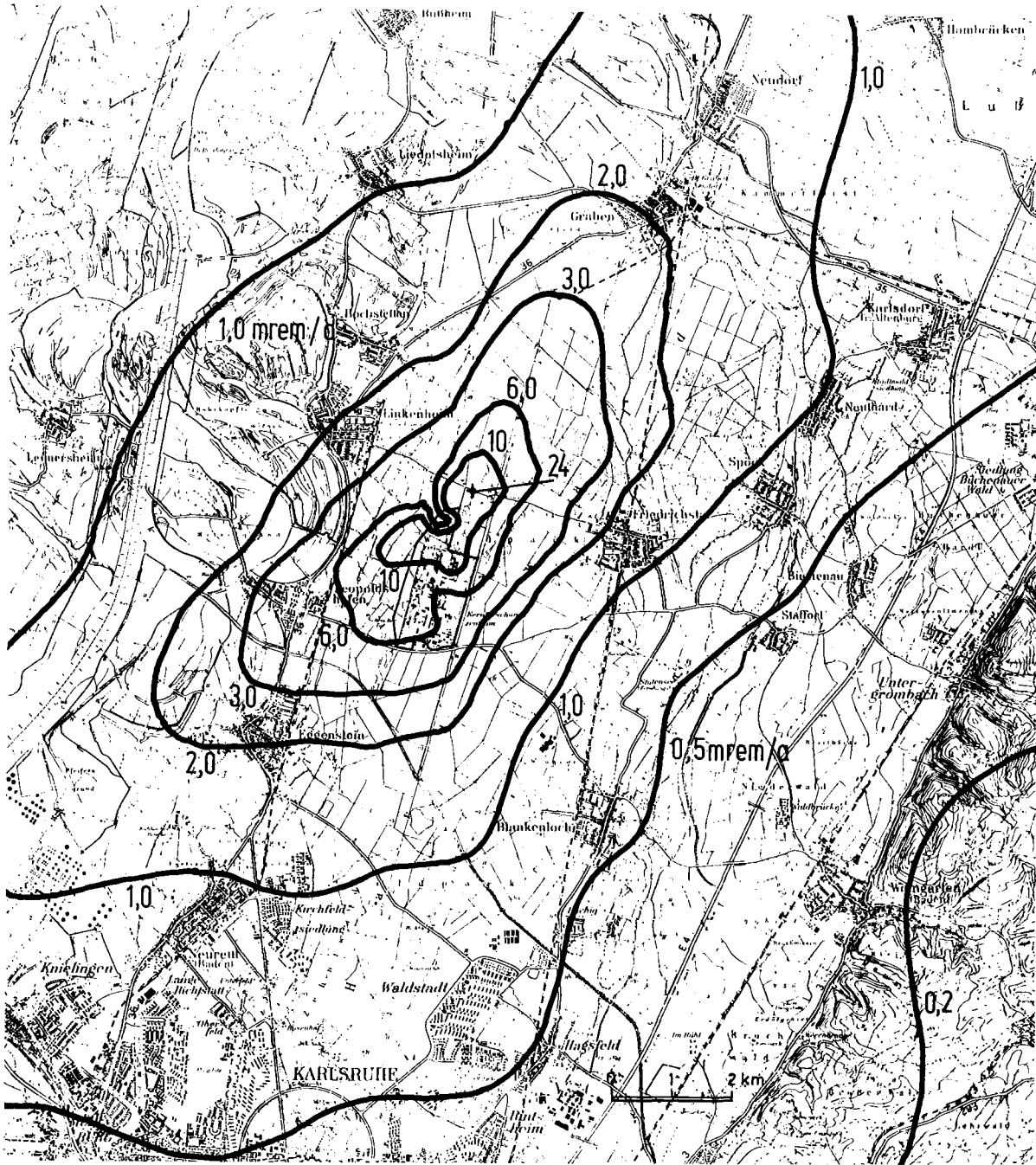


Abb.7/2: HAUTDOSIS DURCH EXTERNE BETA STRAHLUNG
PROGNOSE 1978.



Abb. 7/3: GANZKÖRPERDOSIS DURCH H-3-UND C-14-INHALATION
PROGNOSE 1978.

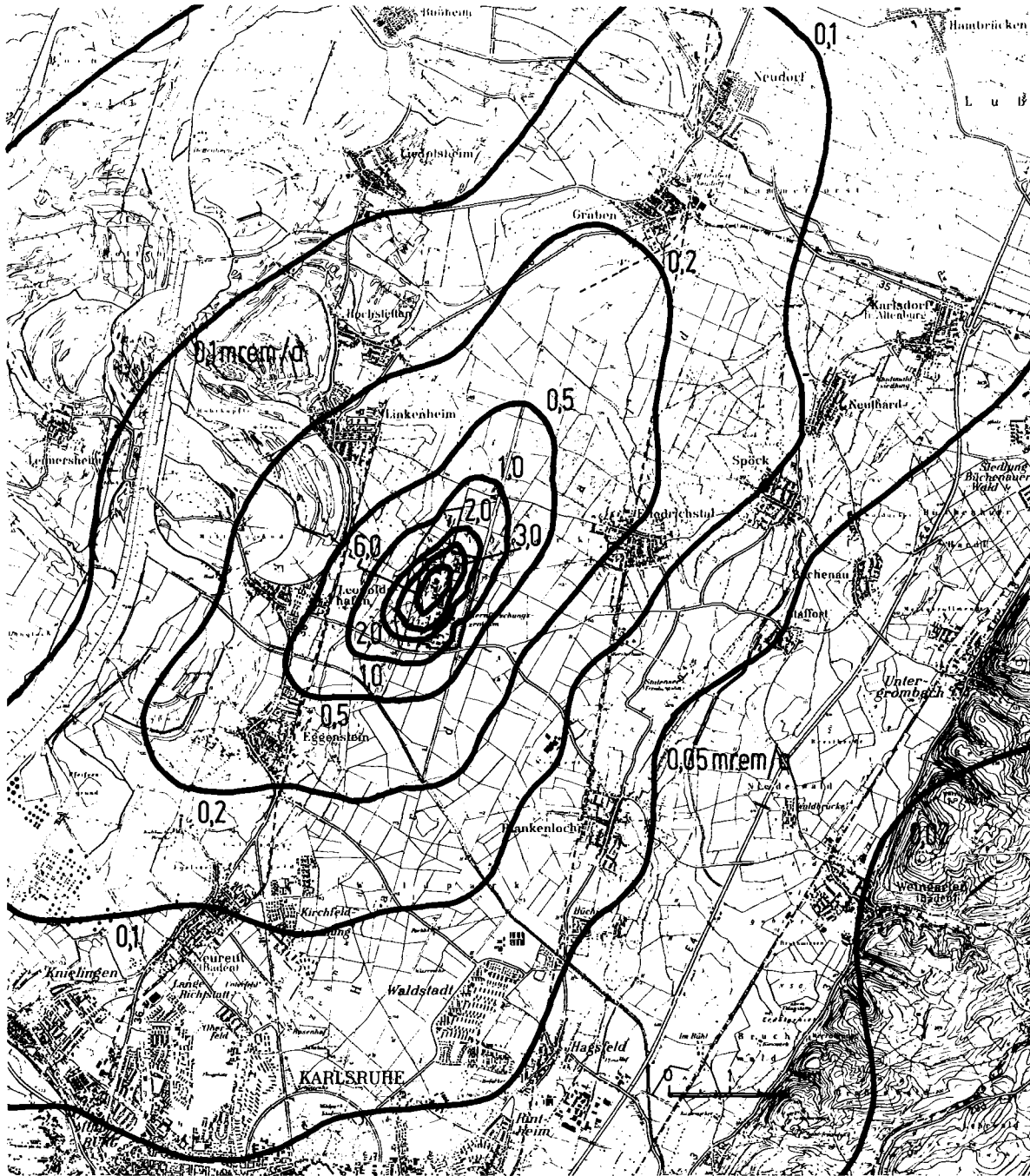


Abb. 7/4: GANZKÖRPERDOSIS DURCH C-14-UND Sr-90-INGESTION
PROGNOSE 1978.

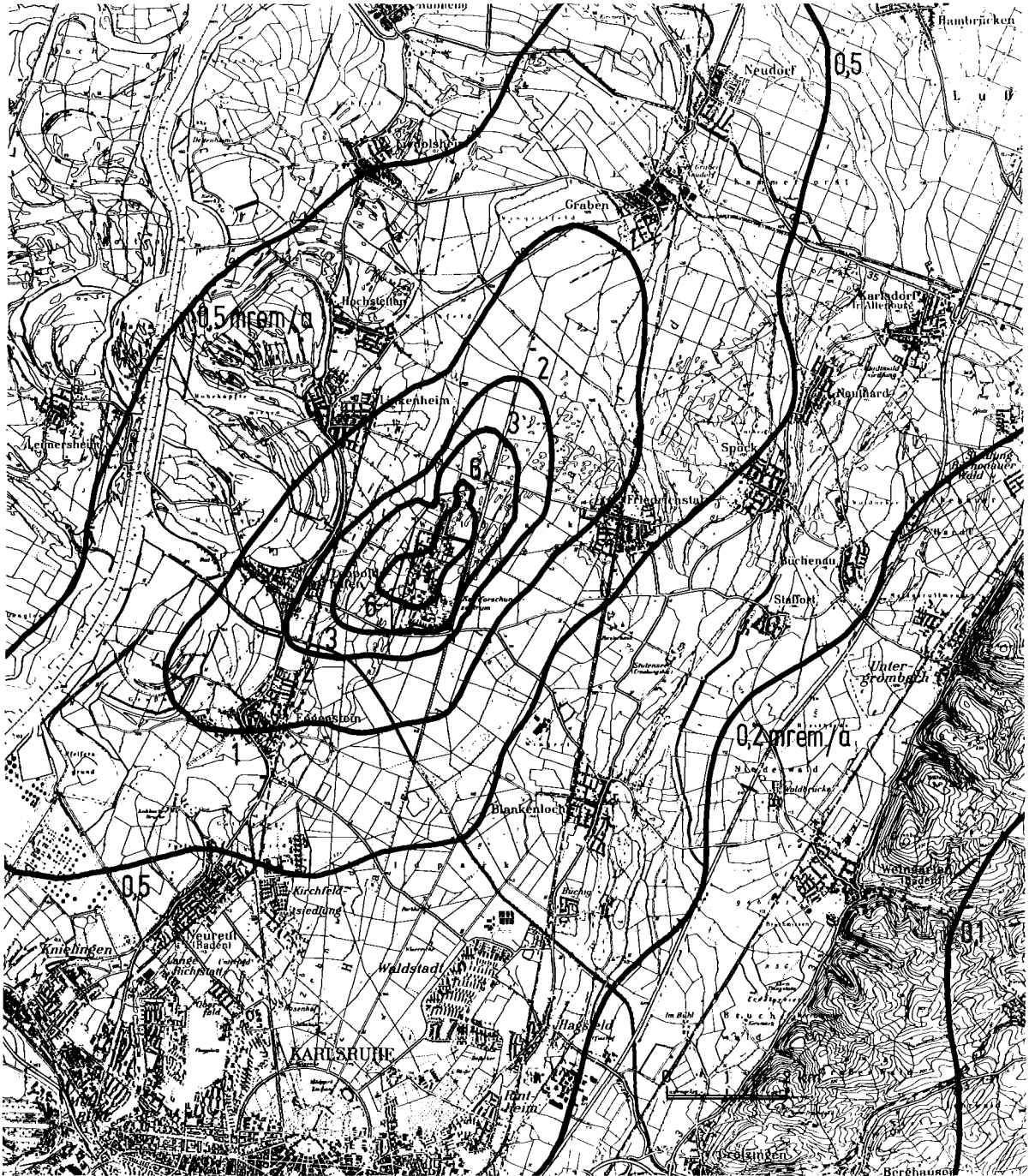


Abb. 7/5: SCHILDRÜSENDOSIS DURCH JOD-INGESTION (KLEINKIND)
PROGNOSE 1978.

7.2 Ausbreitungsversuche

7.2.1 Durchführung

J. Hiller, H. Schüttelkopf, P. Thomas

1977 fanden die elf in Tab. 7/7 zusammengestellten Ausbreitungsversuche statt. Bei allen Versuchen wurden simultan die Tracer CBr_2F_2 und CFCl_3 von Plattformen des meteorologischen Mastes freigesetzt. Die Probenahme zur Bestimmung der Konzentrationsverteilung erfolgte in zwei Sammelperioden à 30 min Dauer an mehr als 55 Positionen im Lee des Mastes. Die Entfernung der Probenahmestellen zum Mast betrug zwischen 0,1 und 10 km.

Tab. 7/7 1977 durchgeführte Ausbreitungsversuche

Laufende Nr.	Stabilitäts-kategorie	Datum	Probenahmezeit	Emissionshöhe in m für die Leitsubstanzen	
				CBr_2F_2	CFCl_3
44	D	18. 1.	19 ³⁰ - 20 ³⁰	60	100
45	D	25. 2.	14 ¹⁰ - 15 ¹⁰	60	100
46	E/F	15. 3.	20 ⁰⁰ - 21 ⁰⁰	60	100
47	A	20. 4.	14 ⁰⁰ - 15 ⁰⁰	60	100
48	D	24. 5.	21 ⁰⁰ - 22 ⁰⁰	60	100
49	F	27. 7.	20 ³⁰ - 21 ³⁰	60	100
50	E	2. 8.	21 ⁰⁰ - 22 ⁰⁰	60	100
51	D/E	16. 8.	20 ³⁰ - 21 ³⁰	60	100
52	B	28. 9.	14 ⁰⁰ - 15 ⁰⁰	160	190
53	D	26.10.	14 ⁰⁰ - 15 ⁰⁰	160	190
54	D/E	13.12.	14 ⁰⁰ - 15 ⁰⁰	160	190

7.2.2 Ausbreitungsparameter des KfK

P. Thomas

Die bis zum Versuch Nr. 44 ermittelten Ausbreitungsparameter σ_y und σ_z sind in den Abbn. 7/6 und 7/7 dargestellt. Versuche, bei denen die gleiche Ausbreitungskategorie herrschte, sind zusammengefaßt. Die Ausbreitungsparameter der Kategorien A und D können nicht als mittlere oder häufigste Parameter dieser Kategorien angesehen werden. In der Kategorie A liegen in statistischer Hinsicht zu wenige Versuche vor. In der Kategorie D decken sie den Turbulenzbereich nicht gleichmäßig ab; Die meisten D-Versuche waren am Tage bei relativ hoher Turbulenz durchgeführt worden. Nächtliche D-Lagen mit relativ niedriger Turbulenz sind in diesen σ -Kurven nicht berücksichtigt. Liegen die zusammengefaßten σ -Kurven benachbarter Kategorien im Vergleich zu den Fehlerbreiten der σ -Kurven der Einzelversuche dicht beieinander, so wurden die Versuche dieser beiden Kategorien zusammengefaßt, z.B. Kategorie A und B in Abb. 7/6.

Bei F-Versuchen mit 100 m Emissionshöhe lagen die Konzentrationen nur an wenigen Sammelstellen über der Nachweisgrenze. Eine Auswertung dieser Meßwerte ist nicht möglich.

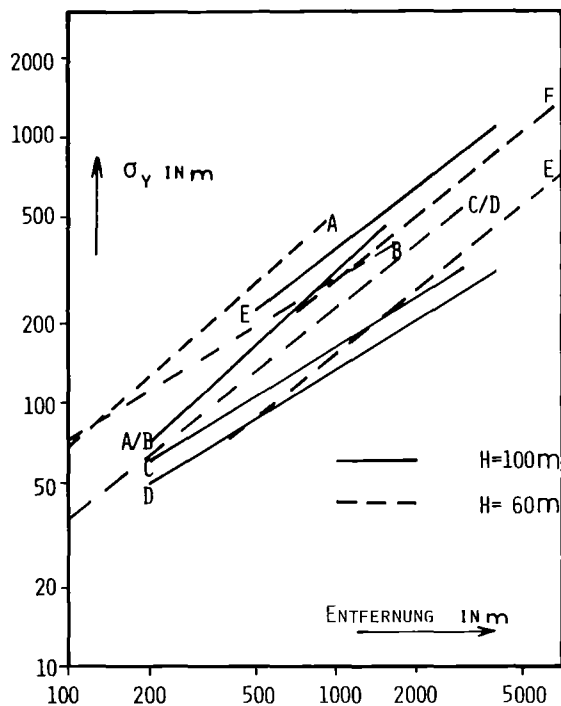


Abb. 7/6 GEMITTELTEN HORIZONTALER AUSBREITUNGSPARAMETER σ_y

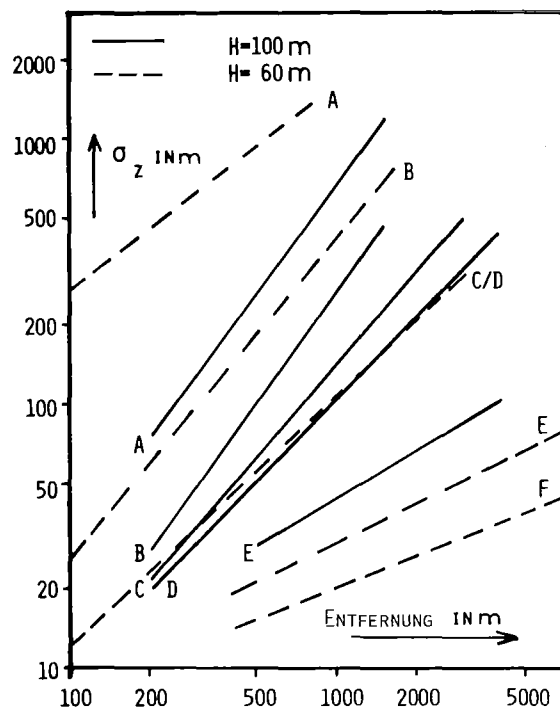


Abb. 7/7 GEMITTELTEN VERTIKALER AUSBREITUNGSPARAMETER σ_z

7.2.3 Einfluß unterschiedlicher Auswerteverfahren

P. Thomas

Die an der KFA Jülich experimentell ermittelten Ausbreitungsparameter unterscheiden sich von denen des KfK teilweise beträchtlich. Eine mögliche Ursache ist die Anwendung unterschiedlicher Auswerteverfahren. Um dies zu prüfen, wurden fünf in Jülich durchgeführte und ausgewertete Experimente zusätzlich mit dem in Karlsruhe entwickelten Verfahren (P. Thomas, K. Nester, KfK 2286 (1976)) ausgewertet. Die Versuche beziehen sich auf die Ausbreitungskategorien A, B, C, D, E und eine Emissionshöhe von 100 m. Der Vergleich der beiden so gewonnenen σ_y - und σ_z -Kurvenscharen zeigt folgendes: Die Übereinstimmung beim σ_z ist zufriedenstellend; beim σ_y treten größere Unterschiede auf. Die auf der Auswertung beruhenden Unterschiede entsprechen denjenigen, die auch zwischen den Parametersätzen auftreten, die auf jeweils Jülicher bzw. Karlsruher Versuchen und Auswerteverfahren basieren. Sie sind jedoch teils zu gering und teils zu uneinheitlich, um die oben genannten Unterschiede allein zu klären.

7.2.4 Einfluß der Probenahmedauer

P. Thomas

Eine weitere Ursache für die Unterschiede der an der KFA Jülich und im KfK experimentell ermittelten Ausbreitungsparameter ist möglicherweise die unterschiedliche Probenahmedauer. Bei den Versuchen im KfK werden die Luftproben in mehreren aufeinanderfolgenden Perioden von jeweils 30 min Dauer gesammelt. Die Emission beginnt vor und endet nach der Probenahme. Die Transportzeit der Tracer ist dabei berücksichtigt. Bei der KFA Jülich dagegen dauert die Probenahme so lange, daß die gesamte vorüberziehende

Tracerwolke erfaßt wird.

Der Einfluß der Probenahmedauer wurde bei den im KfK durchgeführten Versuchen Nr. 14 (Ausbreitungskategorie C), 15 (D), 17 (D), 18 (B) und 24 (D) untersucht. Die Emissionshöhe betrug 100 m; der Tracer war tritiiertes Wasserdampf. Die Emissionsrate blieb innerhalb eines Versuchs konstant.

Zunächst wurden die einzelnen Sammelperioden eines Versuchs (Dauer jeweils 30 min) ausgewertet (P. Thomas, K. Nester, KfK 2286 (1976)). Anschließend wurden für alle Probenahmestellen die arithmetischen Mittelwerte der Konzentrationen jeweils zweier aufeinanderfolgender Perioden gebildet. Diese Mittelwerte beziehen sich auf eine Probenahmezeit von 60 min. Die in die Auswertung eingehenden Windgeschwindigkeiten wurden ebenfalls gemittelt.

Die Auswertung dieser Mittelwerte ergab folgendes: Es konnte keine Änderung der σ_z durch die Verdoppelung der Probenahmezeit von 30 min auf 60 min festgestellt werden. σ_y nimmt dagegen mit der Probenahmezeit zu, wenn während der Probenahme monotone Drehungen der Windrichtung auftreten.

7.2.5 Zusammenfassung der Jülicher und Karlsruher Ausbreitungsparameter

K. Nester

Die Kurvenscharen der Ausbreitungsparameter σ_y und σ_z , welche durch Ausbreitungsversuche im KfK und in der KFA Jülich mit jeweils 100 m Emissionshöhe ermittelt wurden, weisen charakteristische Unterschiede auf.

Wie die Untersuchung der Unterschiede in der Durchführung und Auswertung der Ausbreitungsexperimente gezeigt hat (s. Kap. 7.2.3 und 7.2.4), lassen sich die Abweichungen zwischen den an beiden Standorten bestimmten σ -Kurvenscharen nicht nur darauf zurückführen. Da die experimentell bestimmten σ -Parameter auch für Ausbreitungsrechnungen an anderen Standorten in der Bundesrepublik Verwendung finden sollten, ist eine Zusammenfassung der Ergebnisse beider Experimentreihen zweckmäßig. Die Zusammenfassung der σ -Parameter für die Ausbreitungskategorien A bis F wurde auf der Basis von 17 Jülicher und 16 Karlsruher Experimenten durchgeführt. Die Ergebnisse sind in Tabelle 7/8 und in den Abbildungen 7/8 und 7/9 dargestellt.

Kategorie	σ_y		σ_z	
	σ_{y0}	p_y	σ_{z0}	p_z
A	0,24	0,99	0,055	1,34
B			0,035	1,25
C	0,31	0,89	0,10	1,02
D	0,57	0,78	0,19	0,88
E	2,11	0,65	1,00	0,55
F	2,56	0,69	0,66	0,52

Tab. 7/8 Zusammengefaßte Koeffizienten der Ausbreitungsparameter σ_y und σ_z

$$\sigma_y = \sigma_{y0} \times p_y; \quad \sigma_z = \sigma_{z0} \times p_z$$

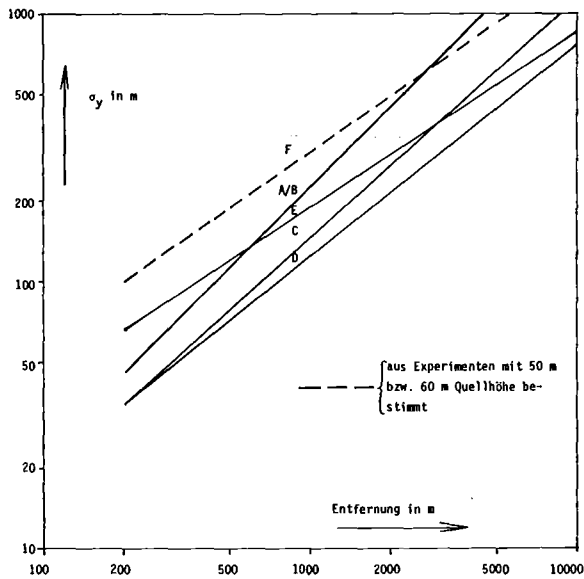


Abb. 7/8 Zusammengefaßte Ausbreitungsparameter σ_y für 100 m Quellhöhe

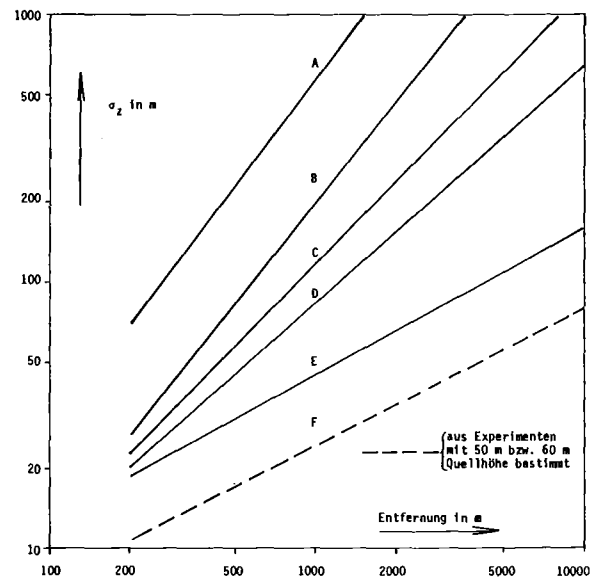


Abb. 7/9 Zusammengefaßte Ausbreitungsparameter σ_z für 100 m Quellhöhe

7.2.6 Einfluß der Bodenrauigkeit

K. Nester

Um die in Karlsruhe über rauhem Gelände bestimmten Ausbreitungsparameter σ_y und σ_z an Standorten mit unterschiedlicher Bodenrauigkeit verwenden zu können, ist eine Transformation dieser Parameter auf andere Rauigkeiten erforderlich. Diese Transformation erfolgt durch eine Änderung der Kategorienzuordnung in den experimentell bestimmten Kurvenscharen σ_y und σ_z (Basiskurvenscharen). Das bereits früher entwickelte, von den Pasquill-Gifford'schen Ausbreitungsparametern ausgehende Transformationsverfahren (K. Nester, Staub-Reinh. d. Luft 36, Nr. 9/1976) wird durch die Einbeziehung der Austauschlänge modifiziert. Das modifizierte Verfahren setzt voraus, daß die σ -Parameter sich als Potenzfunktion der Entfernung darstellen lassen.

Als Basiskurvenschar für σ_z wird die am Kernforschungszentrum Karlsruhe (Rauigkeitslänge $z_0 = 1,5$ m) für eine Quellhöhe von 100 m ermittelte Kurvenschar verwendet. Das Verfahren ist in [40] beschrieben.

Das Ergebnis der Transformation des Ausbreitungsparameters σ_z auf $z_0 = 0,3$ m ist in Abb. 7/10 dargestellt. Wie erwartet, ist die Verschiebung in den Kategorien B, C, D am größten und bei Kategorie E am kleinsten.

Der Ausbreitungsparameter σ_y wird nicht nur von der Stabilität und der Rauigkeit, sondern auch von Drehungen der Windrichtung und der Struktur der Grenzfläche bestimmt.

Die Berücksichtigung des Einflusses der Oberflächenstruktur erfolgt durch das Einführen des additiven Terms σ_t^2 in der folgenden Gleichung:

$$\sigma_y^2 = \sigma_t^2 + \sigma_{y0}^2 \times x^{2p_y}$$

Die ursprünglichen σ_y -Kurven, die den Term σ_t^2 nicht enthalten, werden entsprechend modifiziert. Der zweite Term des modifizierten Ansatzes ist wieder eine Potenzfunktion, auf die sich nun die Rauigkeitstrans-

formation anwenden läßt. Bei den Kategorien E und F spielt der Einfluß der Rauigkeit auf σ_y gegenüber anderen Effekten eine untergeordnete Rolle. Rauigkeitskorrekturen an den σ_y -Kurven für diese Kategorien sind deshalb nicht erforderlich.

Das Ergebnis der Transformation für $z_0 = 0,3 \text{ m}$ ist in Abbildung 7/11 wiedergegeben. Die Verschiebung entspricht etwa der Differenz zweier benachbarter Kategorien. Nimmt man die meteorologischen Bedingungen von Karlsruhe an, verringert aber die Rauigkeitslänge von 1,5 m auf 0,3 m, dann vermindert sich das Maximum der Konzentration im Jahresmittel etwa um den Faktor 1,5.

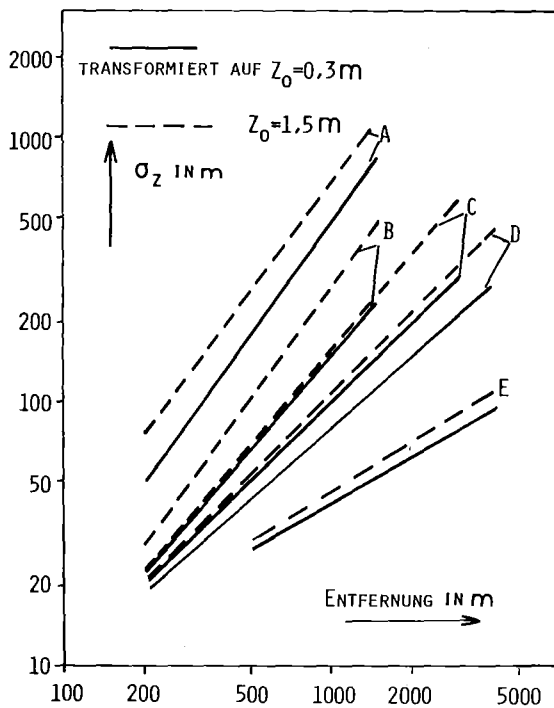


ABB. 7/10 AUSBREITUNGSPARAMETER σ_z FÜR $Z_0 = 0,3 \text{ m}$ UND $1,5 \text{ m}$

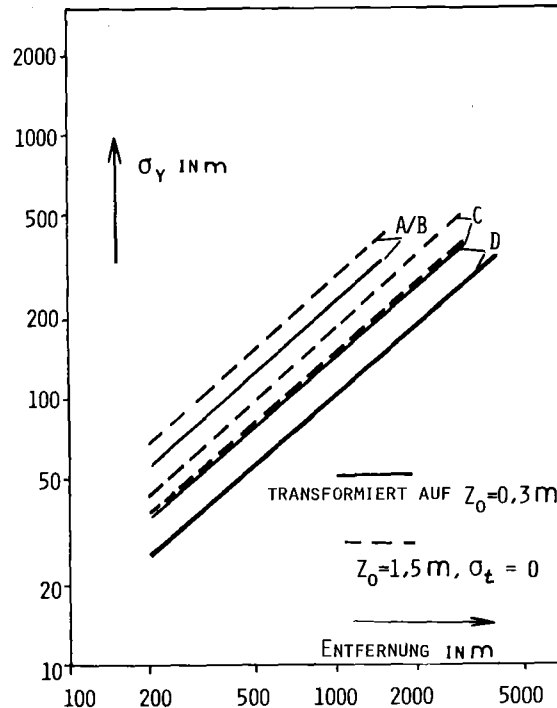


ABB. 7/11 AUSBREITUNGSPARAMETER σ_y FÜR $Z_0 = 0,3 \text{ m}$ UND $1,5 \text{ m}$

7.3 Tetroonflüge

P. Thomas, S. Vogt

7.3.1 Tetroonortung mit Hilfe des WF3-Radars

Über die Methode, mittels radarverfolgter Tetroonflüge die Ausbreitung von Schadstoffen im Mesoscale (10 - 100 km) zu untersuchen, wurde im ASS-Jahresbericht 1976 [25] berichtet. Zusammen mit dem Meteorologischen Institut der Universität Karlsruhe (MIK) wurden am 24.2.1977 in der Nähe des KKW Philippsburg zwei Tetroonflüge durchgeführt. Diese dienten dazu, Erfahrungen mit der Experimentier-technik zu sammeln und die Reichweite des WF3-Radars zu testen. An den Tetroons hingen zur besseren Radarortung etwa 175 g schwere Aluminiumreflektoren (Abb. 7/12).

Beim ersten Flug wurde die Soll-Flughöhe von 750 m nach ca. 16 min erreicht. Der Tetroon stieg aber weiter

und erreichte in der 42. Minute seine maximale Höhe von 1030 m. Danach stellte sich die Flughöhe bei etwa 900 m ein. Bei der Berechnung des Ballastes werden Temperatur und Druck in der Soll - Flughöhe aus Bodenwerten extrapoliert. Das erklärt die Differenz zwischen Soll- und Ist-Flughöhe. Beim zweiten Flug pendelte sich der Tetroon bei etwa 450 m ein.

Abb. 7/12 Tetroon vor dem Start



Die Flugbahn verlief nicht gleichmäßig ansteigend; der Tetroon sank zeitweilig ab oder stieg deutlich langsamer an. Dies ist weitgehend auf den Untergrund zurückzuführen. Sobald sich der Tetroon dem Rhein näherte und ihn überflog, s. Abb. 7/13, geriet er in Gebiete, in denen negative Vertikalgeschwindigkeiten vorherrschten. Der Vergleich beider Flugbahnen zeigt eine starke Windrichtungsscherung in der unteren Luftschicht. Während am Erdboden Ostwind herrschte, drehte der Wind mit zunehmender Höhe auf Süd und erreichte in 700 m Höhe SSW.

Das Radar verlor den ersten Tetroon nach 47 Minuten. Der Höhenwinkel betrug dabei $2,7^{\circ}$, die Schrägentfernung 19 km. Die Verfolgung des zweiten Tetroons wurde nach 30 Minuten abgebrochen. Der Höhenwinkel betrug zu diesem Zeitpunkt $3,9^{\circ}$, die Schrägentfernung 5,0 km. Die gewonnenen Daten geben qualitative Hinweise auf die atmosphärische Ausbreitung bei Schwachwindlage, starker Konvektion und Windrichtungsscherung.

7.3.2 Tetroonortung mit Hilfe des Radars MBVR-120

Die Tetroons sollen mit Transpondern ausgerüstet werden, um die Reichweite des Radars zu erhöhen. Dies ist ohne Umbauten am Radar möglich, wenn von der Firma Philips zu entwickelnde Transponder zusammen mit dem Philips-Radar MBVR-120 eingesetzt werden. Versuche mit dem MBVR-120 mit und ohne Transponder fanden am 28.3.1977 in Bremen statt. Der vorhandene Transponder war allerdings zu schwer für einen Tetroon und zu teuer, um seinen Verlust tragen zu können. Er wurde deshalb in einem Sportflugzeug untergebracht. Seine Antenne ragte aus dem seitlichen Kabinenfenster.

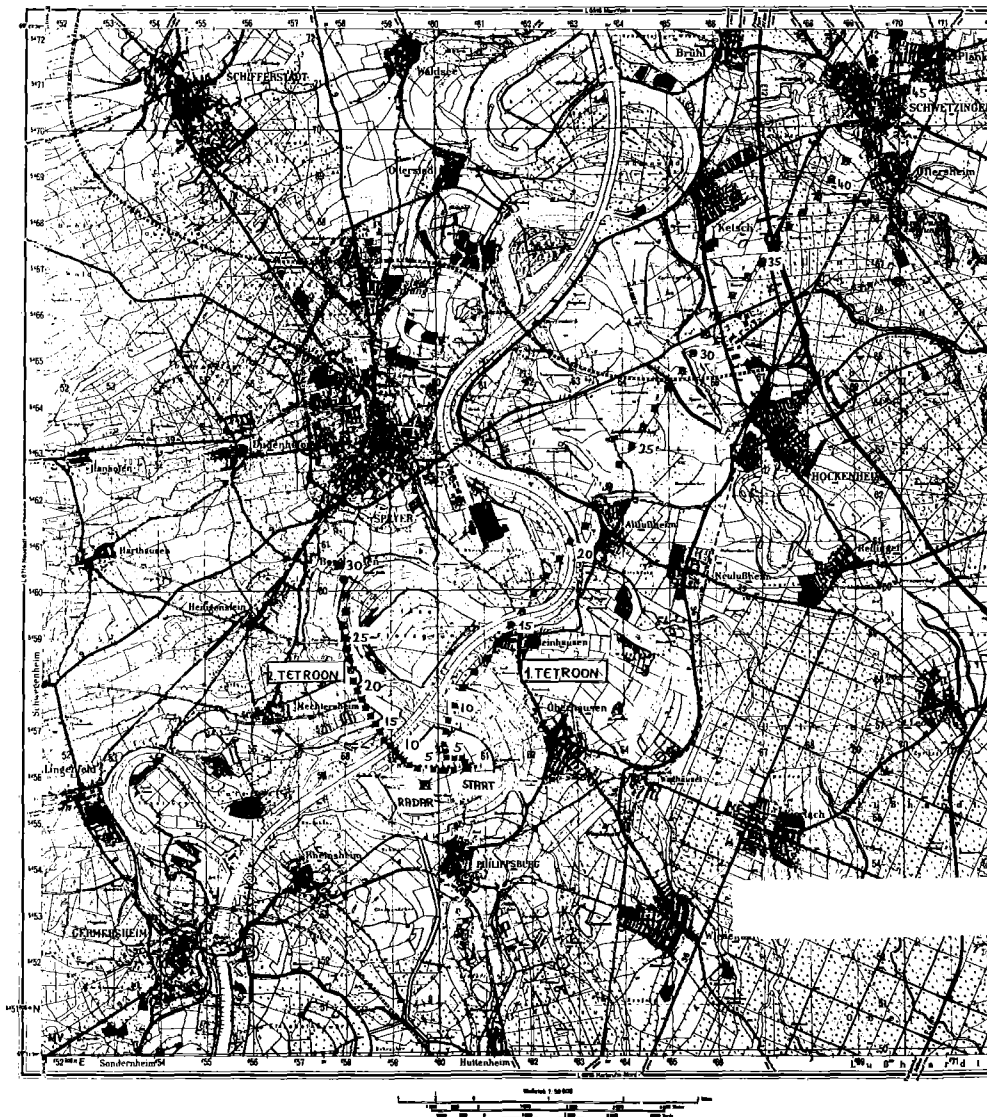


ABB. 7/13 VERLAUF DER TETROONFLÜGE BEI PHILIPPSBURG

(DIE ZAHLEN BEDEUTEN DIE ZEIT IN MINUTEN NACH DEM START)

Startplatz war der Bremer Flughafen. Der Radarstandort befand sich etwa 20 km östlich davon. Der Pilot flog zuerst eine Dreiecksstrecke um den Radarstandort. Die Flughöhe betrug zwischen 100 und 300 m Höhe, die weiteste Schrägentfernung 31 km. Das Radar verfolgte den Transponder mit Hilfe seines automatischen Nachführsystems. Daß der Transponder und nicht das Flugzeug verfolgt wurde, demonstrierte der Pilot dadurch, daß er in bestimmten Abständen eine Schleife flog. Sobald die Verbindungslinie Transponder-Radar durch den Flugzeugkörper unterbrochen wurde, geriet der Transponder in den Funkschatten. Für diesen Moment war das Echo des Flugzeugkörpers und das durch reflektierte Bodenechos bedingte Rauschen größer als das zurückgestrahlte Transpondersignal.

In der zweiten Flugphase steuerte der Pilot das Flugzeug in einer Flughöhe von etwa 300 m in geradliniger Richtung weg vom Radar. Während des Fluges verfolgte das Radar den Transponder wiederum mit Hilfe der auto-

matischen Nachführung. Der Pilot wendete über Bremerhaven und flog dann zum Radarstandort zurück. Die Schrägentfernung betrug am Wendepunkt 62,6 km.

Die Leistungsfähigkeit des MBVR-120 wurde anschließend mit zwei Tetroons getestet, die nur mit Aluminiumreflektoren bestückt waren. Der erste Tetroon geriet schon nach etwa 15 min Flugzeit in eine dichte Schneewolke. Der Radarkontakt ging verloren, als die Schrägentfernung fast 4 km, der Höhenwinkel $8,5^{\circ}$ und die Höhe 585 m betrug. Ein genaues Austarieren des zweiten Tetroons war wegen starker Windböen unmöglich. Beim Start ging obendrein Ballast verloren. Infolgedessen stieg der Tetroon weit über die gewünschte Flughöhe. Nach 41 min verlor das Radar bei einem Höhenwinkel von $2,3^{\circ}$ und einer Schrägentfernung von 27,7 km den Kontakt mit dem Tetroon, als auch dieser in eine Schneewolke geriet.

Diese Versuche zeigten die Vorteile eines Transponders, wenn niedrig fliegende Objekte über große Entfernungen oder bei schlechtem Wetter verfolgt werden sollen. Tiefhängende Schneewolken und Schneeschauer reflektierten die Radarsignale so stark, daß diese Reflexe das Echo des Aluminiumreflektors "zudeckten". Die Ortung mit Hilfe des frequenzverschobenen Transpondersignals wurde dagegen durch Schneefall und Wolken nicht gestört. Inzwischen liegt ein Angebot der Firma Philips vor, den Transponder so weit abzumagern, daß er bezüglich Funktion, Gewicht und Preis für radarverfolgte Tetroonflüge geeignet ist.

7.4 Ausbreitung von Kühlturmschwaden

7.4.1 Verifizierung des Programms WALKÖRE

K. Nester

Zur Verifizierung des Programms WALKÖRE werden die Messungen der DFVLR in Meppen mit den entsprechenden Rechenergebnissen verglichen. Das Kraftwerk in Meppen besitzt einen Naßkühlturm. Die Leistung des Kühlturms beträgt 900 - 1000 MWth. Er ist 130 m hoch und hat einen oberen Durchmesser von 65 m. Aus den Meßserien Meppen I und II wurden fünf Fälle ausgewählt, bei denen während der Meßdauer von etwa 2 h annähernd stationäre Verhältnisse herrschten.

Die Messungen in der Kühlturmfahne in Meppen erfolgten in horizontalen Traversen senkrecht zur Ausbreitungsrichtung der Kühlturmfahne und zwar in verschiedenen Höhen und mehreren Entfernungen. Gemessen wurde die spezifische Feuchte, die Temperatur und die Vertikalgeschwindigkeit. Außerdem wurden die Umgebungsbedingungen (spezifische Feuchte, Temperatur und horizontale Windgeschwindigkeit und Windrichtung) aus den Messungen in den Traversen entnommen. Da keine Messungen der Emissionsdaten während der Meßkampagnen durchgeführt wurden, mußten diese für die fünf Fälle in Abhängigkeit von den jeweiligen Umgebungsbedingungen berechnet werden.

Das Hauptproblem der Verifizierung besteht in den unterschiedlichen Mittelungszeiten bei Messungen und Rechnung. Während die Messung den momentanen Zustand mit allen turbulenten Erscheinungen wiedergibt, läßt sich die Rechnung nur für einen längeren Mittelungszeitraum durchführen. Quantitativ vergleichen lassen sich daher nur die Fahnenbreite selbst und die Integrale der spezifischen Feuchte und der Temperatur über die Fahnenbreite in der jeweiligen Höhe. Die "beobachtete Fahnenbreite" läßt sich aufgrund der Messungen der spezifischen Feuchte festlegen, da der Rand der Fahne durch einen deutlichen Anstieg gezeichnet ist. Auch bei der Berechnung der spezifischen Feuchte zeigt sich ein Anstieg des horizontalen Gradienten beim Übergang von der Umgebung zur Fahne, so daß sich daraus eine "berechnete Fahnenbreite" angeben läßt. Abb. 7/14 zeigt die berechnete Verteilung der spezifischen Feuchte für die Meßreihe vom 17.2.75, 10⁰³ - 12¹⁵ Uhr, in einem Querschnitt durch die Fahne in 1450 m Entfernung vom Kühlturm. Die "beobachtete Fahnenbreite" ist in den jeweiligen Höhen eingetragen. Sie wird durch das Modell recht gut wiedergegeben, auch wenn im unteren Teil der Fahne die "berechnete Breite" etwas schmaler als die "beobachtete" ist.

Abbildung 7/15 enthält die entsprechende Darstellung für die Temperaturüberhöhung. Auffällig ist besonders

der große Bereich negativer Übertemperaturen im oberen Teil der Fahne, wodurch in 360 m Höhe ein ausgeprägter vertikaler Gradient im Zentrum der Fahne auftritt. "Berechnete" und "beobachtete Fahnenbreite" stimmen etwas besser überein als bei der spezifischen Feuchteüberhöhung.

Um beim Vergleich der beobachteten und berechneten Parameter nicht von dem unanschaulichen Integral über die Fahnenbreite ausgehen zu müssen, werden beide Integralwerte durch die "berechnete Fahnenbreite" dividiert. Die "berechnete Fahnenbreite" wird anhand der Verteilung der spezifischen Feuchteüberhöhung bestimmt. Dies entspricht dem Vorgehen bei den Messungen in den Traversen.

Abbildung 7/16 ist ein Beispiel eines solchen Vergleichs für die Entfernung 1450 m. Im Bereich des Maximums der Rechnung wird die Messung recht gut wiedergegeben. Im unteren Teil der Fahne liefert die Messung dagegen höhere Werte. Diese Diskrepanz beruht zum Teil auf den unterschiedlichen Fahnenbreiten. Die kleineren Abweichungen zwischen den "berechneten" und "beobachteten" Breiten bei der Übertemperatur im unteren Teil der Fahne führt dort bei einem entsprechenden Vergleich (s. Abb. 7/17) zu einer besseren Übereinstimmung.

Aus den bisherigen Vergleichen zwischen Messung und Rechnung kann die Schlußfolgerung gezogen werden, daß mit der gegenwärtigen Version von WALKÖRE die gemessenen Verteilungen von Temperatur und spezifischer Feuchte weitgehend realistisch beschrieben werden. Die Vergleiche zeigen jedoch auch die Grenzen einer derartigen Simulation auf, die hauptsächlich auf den unterschiedlichen Mittelungszeiten beruhen.

7.4.2 Jahres- und tageszeitliche Verteilung langer Kühlturmschwaden

S. Vogt

Die Länge der sichtbaren Schwaden aus Naßkühltürmen wird vor allem durch die Feuchtigkeitsverhältnisse in der Atmosphäre bestimmt. Andere Faktoren wie Windgeschwindigkeit oder Emissionsrate spielen eine untergeordnete Rolle.

Das geeignete Feuchtemaß zur statistischen Untersuchung der Länge von Kühlturmschwaden ist das spezifische Sättigungsdefizit Δq . Es gibt an, wieviel Gramm Wasserdampf von 1 kg feuchter Luft aufgenommen werden kann, bis Sättigung eintritt. Unterschreitet Δq den Wert von 1 g/kg, so beträgt nach Beobachtungen von KRAMER (Kramer, M.L., 38th Annual Meeting American Power Conf., Chicago Ill., Apr. 1976) die Länge der Schwaden mehr als 2,5 km. Schwaden dieser Länge werden im folgenden als lange Schwaden bezeichnet.

Ausgehend von den 10-min-Mittelwerten der Lufttemperatur und des Taupunktes in 200 m Höhe sowie des Luftdrucks im KfK in der Zeit vom 1.12.1973 bis 30.11.1977 wurde die Häufigkeit der Zeiten mit $\Delta q < 1,0$ g/kg untersucht. Diese weist einen ausgeprägten Jahresgang auf, s. Abb. 7/18. Auch die Abhängigkeit von der Tageszeit ist nahezu in allen Monaten zu erkennen. In den Monaten Mai bis Ende September, die in der Landwirtschaft für das Wachstum und die Reife der Nutzpflanzen eine Rolle spielen, bleibt die Häufigkeit langer Schwaden tagsüber mit Ausnahme der Morgenstunden deutlich unter 10 %.

Aus der Abb. 7/18 kann nicht unmittelbar auf die Beschattungszeit bestimmter Ortspunkte durch die Kühlturmschwaden geschlossen werden, da bei den Auswertungen die Windrichtung und die Bedeckung nicht berücksichtigt wurde. Auswertungen unter Berücksichtigung des Bedeckungsgrads sind geplant.

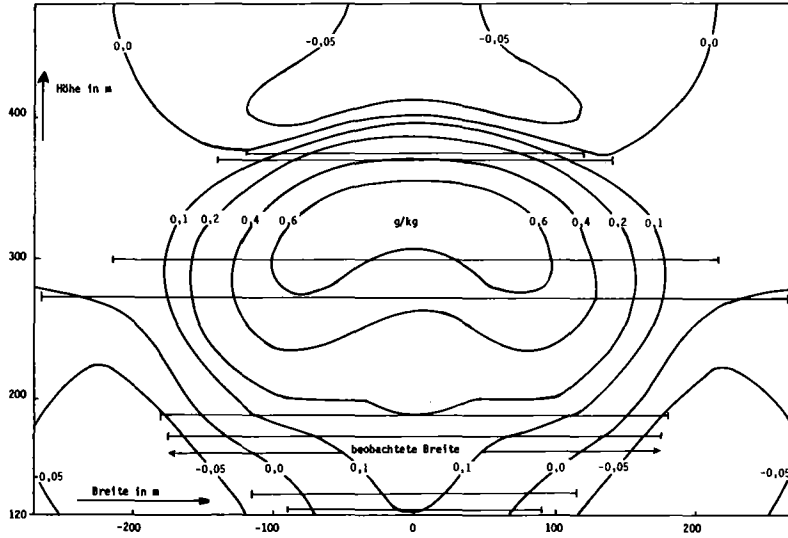


Abb. 7/14 Verteilung der spezifischen Feuchtüberhöhung in einem Schnitt in 1450 m Entfernung

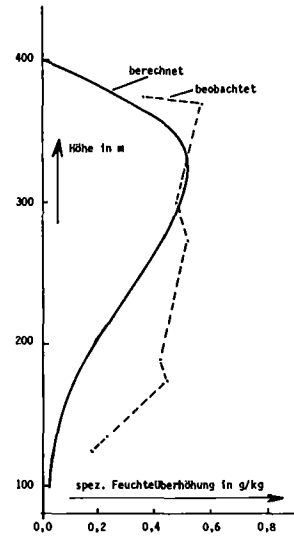


Abb. 7/16 Gemittelte Feuchtüberhöhung in 1450 m Entfernung

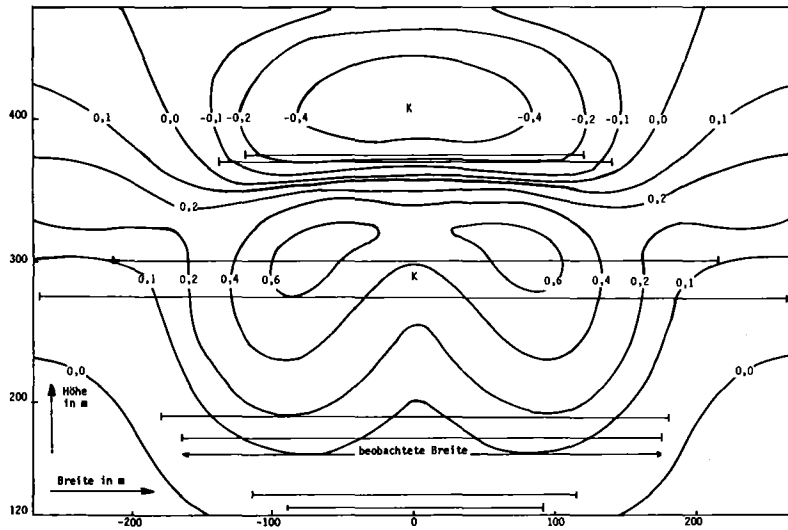


Abb. 7/15 Verteilung der Obertemperatur in einem Schnitt in 1450 m Entfernung

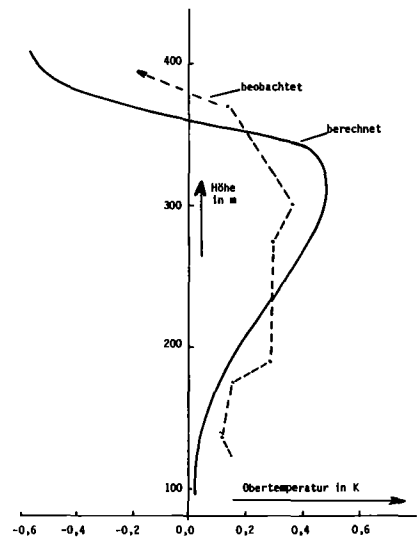


Abb. 7/17 Gemittelte Obertemperatur in 1450 m Entfernung

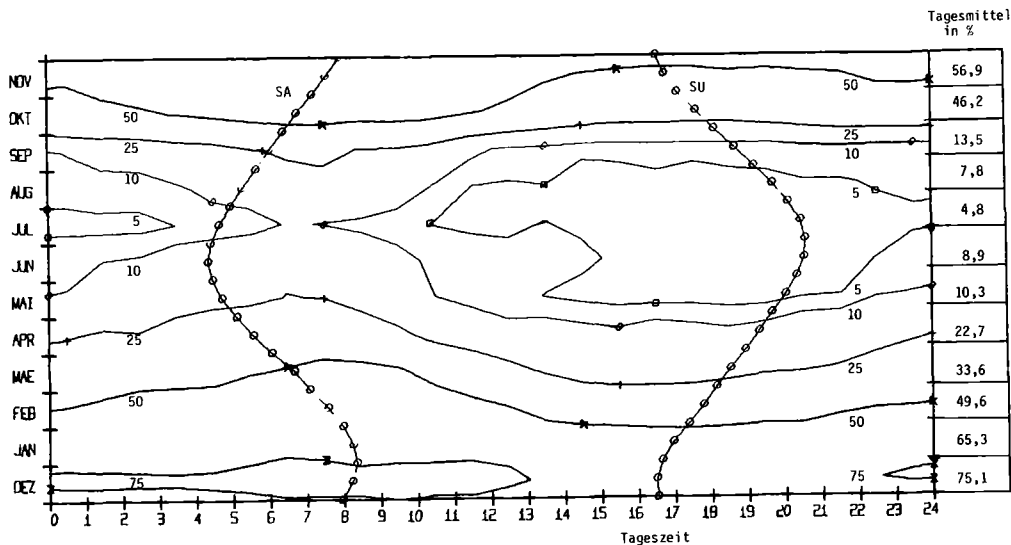


Abb. 7/18 Häufigkeit für das Auftreten der Situationen mit $\Delta q < 1$ g/kg. Isolinien in Prozent der Gesamtzeit

7.5 Unfallfolgenmodell der Deutschen Reaktor Risikostudie

W. Hübschmann, S. Vogt

Das Unfallfolgenmodell ist das letzte Glied in der Kette von Modellen der deutschen Reaktor-Risiko-Studie (DRS). Unter Unfallfolgen sind die möglicherweise auftretenden gesundheitlichen Schäden der Bevölkerung in der Umgebung der Anlage zu verstehen. Die Abschätzung von Sachschäden, wie sie in der amerikanischen Reaktor-Sicherheits-Studie durchgeführt wurde, ist in der ersten Fassung der deutschen Studie nicht vorgesehen.

Das Unfallfolgenmodell beschreibt im wesentlichen

- a) die Ausbreitung der aus einem Kernreaktor freigesetzten radioaktiven Schadstoffe in der Atmosphäre sowie ihre Ablagerung auf dem Boden,
- b) die dadurch hervorgerufene Strahlenexposition und die gesundheitlichen Schäden der betroffenen Personen; es berechnet,
- c) die Zahl der von akuten oder späten Schäden betroffenen Personen unter Berücksichtigung eventueller Gegenmaßnahmen wie Räumung oder Evakuierung, und
- d) das Gesamtrisiko der verschiedenen Unfalltypen für die Bevölkerung.

Erste Ergebnisse der DRS wurden auf dem GRS-Fachgespräch 1977 in München berichtet (21). Das Modell, seine Parameter und Annahmen werden beschrieben, für den Fall des "späten Überdruckversagens" (Überdruckversagen nach 30,5 h, bis dahin Leckrate 2,5 Vol. %/d für $p \geq 1,7$ bar, ohne Filter, ohne Sprühsystem, Ausfall der Nachkühlsysteme, Sumpfbetrieb) wird anhand typischer Wetterabläufe die Verteilung der Knochenmarksdosis gezeigt. Die Verteilungsfunktion der Wahrscheinlichkeit für akute Mortalität, für späte Krebsinzidenz und für genetische Schäden werden für eine charakteristische Bevölkerungsverteilung ermittelt. Mit diesen Untersuchungen werden Ergebnisse des Unfallfolgen-Modells exemplarisch dargestellt.

Die gezeigten Ergebnisse stellen nicht das endgültige Resultat einer Risikostudie dar. Sie dienen einerseits dazu, die Vorgehensweise und typische Ergebnisse des Unfallfolgen-Modells aufzuzeigen, andererseits können mit ihrer Hilfe die bei der Untersuchung schwerer Störfälle zu beachtenden Probleme eingegrenzt und die Modelle anhand der amerikanischen Reaktor-Sicherheits-Studie geprüft werden. Es wurde erkannt, daß akute Strahlenschäden vorwiegend bei Wetterabläufen mit Niederschlag zu erwarten sind. In dem hier untersuchten Fall bleiben solche Schäden selbst unter pessimistischen Annahmen auf einen Bereich von unterhalb 10 km Abstand vom Reaktor beschränkt. Durch eine gezielte schnelle Räumung des betroffenen Gebietes, die vor allem deshalb möglich erscheint, weil ausreichend Zeit zur Messung einer evtl. Bodenkontamination verbleibt, könnten die Folgen in diesem Fall weiter erheblich reduziert werden.

Dies gibt auch einen Hinweis darauf, daß - jenseits der Aufgaben einer Risikostudie - durch derartige Untersuchungen auch die Methoden des Notfallschutzes in der Umgebung kerntechnischer Anlagen genauer umrissen werden können.

7.6 Dosisfaktoren

7.6.1 Verhältnis der Dosisfaktoren der Jodisotope

D. Papadopoulos, P. Thomas

Radiojod aus der Abluft kerntechnischer Anlagen kann durch Inhalation und Ingestion über den Luft-Weide-Kuh-Milch-Pfad in die Schilddrüse gelangen. Die kritische Bevölkerungsgruppe sind Kleinkinder im ersten Lebensjahr. Es wird das Verhältnis der Dosisfaktoren der Jodisotope J-123 bis J-126 und J-129 bis J-135 zu dem des J-129 angegeben.

Ob ein Jod-Isotop die Schilddrüse stärker durch Inhalation oder durch Ingestion belastet, hängt von seiner Halbwertszeit T_{ph} und von der Zeit t ab, die vergeht, bis es nach der Emission in die Schilddrüse gelangt. Bei Ingestion beträgt t mindestens 2 d; bei Inhalation wurde $t = 0$ gesetzt.

Tab. 7/9 enthält die Parameter zur Berechnung der Dosisfaktoren, sowie die Dosisfaktoren für J-129. Zur Berechnung der Verhältnisse der übrigen Isotope sind die physikalischen Halbwertszeiten und effektiven Energien erforderlich, s. Tab. 7/10.

Die effektiven Energien für Kinder sind teilweise unbekannt. Ihre Berechnung ist langwierig. Werden für Kleinkinder die für Erwachsene gültigen effektiven Energien verwendet, so werden die Dosisfaktoren für Kleinkinder geringfügig überschätzt.

Tab. 7/10 enthält die berechneten und abgeschätzten Verhältnisse der Schilddrüsendosisfaktoren bei Inhalation und Ingestion zu denjenigen des J-129. Darin wurde die Aktivitätsabnahme in der Zeit $t - 2$ d (siehe oben) berücksichtigt.

Größe	Symbol	Einheit	Werte aus J.K.Soldat, Health Physics 30, (1976)61-70	
			Kleinkinder	Erwachsene
Atemrate	A	m ³ /s	6,48.10 ⁻⁵	2,3.10 ⁻⁴
Milchkonsum	f _{ing}	l/d	1	1
Masse der Schilddrüse	m	g	2	20
Effektive Energie von J-129	E _{eff}	MeV	0,060	0,064
Biologische Halbwertszeit in der Schilddrüse	T _b	d	20	100
Biologische Halbwertszeitelementaren Jods auf Gras	T _w	d	14	14
Anreicherungsfaktor Luft-Milch	C _{LM}	$\frac{\text{Ci}}{\text{l-Milch}} / \frac{\text{Ci}}{\text{m}^3\text{-Luft}}$	1,2.10 ³	1,2.10 ³
Anteil der inhalierten Aktivität, die in die Schilddrüse gelangt	f _a		0,23	0,23
Anteil der ingestierten Aktivität, die in die Schilddrüse gelangt	f _w		0,3	0,3
Ingestionsdosiskonstante für den Milchkonsum	G'	rem l / (Ci s)	154	82
Inhalations-Dosisfaktor von J-129	g	rem m ³ / (Ci s)	666	1240
Ingestions-Dosisfaktor von J-129	G	rem m ³ / (Ci s)	1,85.10 ⁵	9,86.10 ⁴

Tab. 7/9 Daten zur Berechnung der Dosisfaktoren

Isotop i	Halbwertszeit T _{ph} in d	effektive Energie in MeV		Verhältnis der Dosisfaktoren			
				g _i /g ₁₂₉	G _i /G ₁₂₉	g _i /g ₁₂₉	G _i /G ₁₂₉
		Kleinkind	Erwachsener	Kleinkind		Erwachsener	
J-123	0,55	0,033	0,045	0,0147	—	0,00385	—
J-124	4,15			0,822	0,135	0,179	0,0294
J-125	60,2	0,019	0,028	0,238	0,189	0,164	0,131
J-126	12,8		0,16	(1,04)	(0,447)	0,284	0,122
J-129	6.2.10 ⁹	0,060	0,064	1	1	1	1
J-130	0,513			0,0542	—	0,0104	—
J-131	8,05	0,18	0,23	0,861	0,264	0,268	0,0822
J-132	0,094		0,65	(0,0509)	—	0,00955	—
J-133	0,85		0,54	(0,367)	(0,00421)	0,0712	—
J-134	0,036		0,82	(0,0246)	—	0,00462	—
J-135	0,28		0,52	(0,12)	—	0,0228	—

Die in Klammern angegebenen Verhältnissen beziehen sich auf effektive Energien für Erwachsene.

Die Angaben für J-124 und J-130 beruhen auf Angaben in ICRP Publ. 17 (1969)

- bedeutet < 10⁻³

Tab. 7/10 Verhältnis der Inhalationsdosisfaktoren g_i und der Ingestionsdosisfaktoren G_i zu denjenigen von J-129

7.6.2 Inhalations-Dosisfaktoren

D. Nagel, D. Papadopoulos

In der Reactor Safety Study, WASH 1400/NUREG 75/014, werden u.a. die Inhalationsdosisfaktoren für eine Reihe radiologisch wichtiger Nuklide in rem/Ci-inhaliert angegeben. Um den Vergleich dieser Dosisfaktoren mit den an anderen Stellen angegebenen Dosisfaktoren zu ermöglichen, wurden sie mit Hilfe der Atemrate in $\text{rem m}^3/\text{Ci s}$ umgerechnet, siehe Tabelle 7/11. Die Dosisfaktoren basieren auf dem neuen Lungenmodell der ICRP Task Group on Lung Dynamics. Sie werden für die Berechnung der Inhalationsdosis in der Umgebung des KfK verwendet, mit Ausnahme der Jod-Dosisfaktoren für die Schilddrüse.

Nr. Nuklid	Knochenmark	Lunge	Knochen	Darmwände	Schilddrüse
1 CO-58	0.71	14.0	7.63	1.66	0.37
2 CO-60	13.3	299	11.5	4.37	1.01
3 KR-85	0.00 *	0.00	0.00	0.00	0.00
4 KR-85M	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00
5 KR-87	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00
6 KR-88	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00
7 RP-86	1.51	3.22	1.50	1.63	1.40
8 SR-89	2.99	1.79	6.93	3.22	0.28
9 SR-90	168	4.14	644	3.68	0.64
10 SR-91	0.07	0.99	0.08	0.60	0.04
11 Y-90	0.12	7.59	0.23	9.20	0.00
12 Y-91	2.14	46.0	4.37	11.5	0.04
13 ZR-95	0.83	29.9	0.78	3.45	0.35
14 ZR-97	0.04	3.45	0.03	4.37	0.02
15 NR-95	0.32	7.13	0.28	1.63	0.22
16 MO-99	0.03	3.68	0.02	4.83	0.03
17 TC-99M	0.00	0.02	0.00	0.00	0.01
18 RU-103	0.25	12.4	0.20	2.53	0.15
19 RU-105	0.01	0.51	0.00	0.28	0.00
20 RU-106	1.43	897	1.36	29.9	0.23
21 RH-105	0.01	0.83	0.00	1.17	0.00
22 TF-127	0.00	0.37	0.00	0.18	0.00
23 TE-127M	0.18	27.6	0.46	4.83	0.04
24 TE-129	0.00	0.13	0.00	0.00	0.00
25 TE-129M	0.19	34.5	0.32	8.51	0.08
26 TE-131M	0.07	2.53	0.06	1.95	21.8
27 TE-132	0.23	6.90	0.21	1.40	22.3
28 SB-127	0.08	5.75	0.06	5.98	0.05
29 SB-129	0.01	0.74	0.01	0.19	0.01
30 I-131	0.04	0.55	0.05	0.08	253
31 I-132	0.01	0.23	0.01	0.01	1.52
32 I-133	0.02	0.71	0.02	0.08	41.4
33 I-134	0.00	0.13	0.00	0.00	0.25
34 I-135	0.02	0.58	0.02	0.05	10.1
35 XE-133	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00
36 XE-135	0.00	0.00	0.00	0.00	0.00
37 CS-134	11.0	11.7	10.8	4.14	3.22
38 CS-136	1.38	1.89	1.36	1.77	1.36
39 CS-137	8.51	9.20	8.28	2.53	2.18
40 BA-140	0.78	1.45	1.20	3.68	0.28
41 LA-140	0.16	3.68	0.16	4.83	0.05
42 CF-141	0.06	14.3	0.07	3.45	0.02
43 CE-143	0.02	2.99	0.02	3.68	0.01
44 CE-144	2.12	667	4.37	27.6	0.02
45 PR-143	0.01	11.3	0.02	5.75	0.00
46 ND-147	0.05	8.74	0.05	5.06	0.02
47 NP-239	0.01	2.14	0.05	2.99	0.00
48 PU-238	299	71300	175000	12.0	0.14
49 PU-239	345	66700	200000	11.0	0.13
50 PU-240	345	66700	200000	11.3	0.13
51 PU-241	7.36	136	3910	0.11	0.00
52 AM-241	368	73600	207000	12.7	0.16
53 CM-242	2.33	20000	1330	13.1	0.15
54 CM-244	170	71300	56600	12.7	0.16

* 0.00 bedeutet, daß der Dosisfaktor kleiner als $0,005 \frac{\text{rem m}^3}{\text{Ci s}}$ ist.

Tab. 7/11 Inhalationsdosisfaktoren in $\frac{\text{rem m}^3}{\text{Ci s}}$,
gültig für 50 Jahre Wirkungszeit und eine Atemrate von $20 \text{ m}^3/\text{h}$

7.6.3 Inhalations-Dosisfaktoren für Plutonium

D. Papadopoulos

Inhalations-Dosisfaktoren für Plutonium weichen, je nach verwendetem Lungenmodell, erheblich voneinander ab. Die in Tabelle 7/12 angegebenen Faktoren sind der folgenden Literatur entnommen:

/CH75/ B. L. Cohen; The Hazards in Plutonium Dispersion, Oak Ridge, Tennessee (1975)

/RA75/ N. G. Rasmussen; Reactor Safety Study; WASH-1400 (1975)

/CM72/ W. Comper; Berechnung der Dosisfaktoren radiologisch wichtiger Nuklide; KFK 1615 (1972)

/BU77/ Bundesminister des Innern; Allgemeine Berechnungsgrundlagen für die Bestimmung der Strahlenexposition durch Emission radioaktiver Stoffe mit der Abluft (1977)

Um die Diskrepanzen zu klären, werden die Dosisfaktoren entsprechend der folgenden Gleichung nachgerechnet:

$$g = 1,7 \cdot 10^4 \frac{E \cdot T \cdot f_{\alpha} \cdot F}{m} Z \frac{\text{rem m}^3}{\text{Ci s}}$$

$1,7 \cdot 10^4$ Umrechnungsfaktor von $\frac{\text{MeV d}}{\text{g}}$ in $\frac{\text{rem m}^3}{\text{Ci s}}$, wenn man eine Atemrate von $20 \text{ m}^3/\text{d}$ betrachtet.

E = effektive Energie in MeV

T = effektive Halbwertszeit in d

f_{α} = Anteil der inhalierten Aktivität, der in das betreffende Organ gelangt

F = Multiplikationsfaktor (s.u.)

m = Organmasse in g

$$Z = 1 - e^{-\frac{0,693 \cdot t}{T}} \text{ mit } t = 50 \text{ a}$$

Tabelle 7/13 enthält die in /CH75/, /RA75/ und /CM72/ verwendeten Faktoren. Der Faktor F berücksichtigt, daß ein Teil der Aktivität mit einer Halbwertszeit von 500 d aus der Lunge entfernt wird. Der Rest wird so rasch aus der Lunge entfernt, daß er einen Beitrag von weniger als 1 % zur Lungendosis liefert und deshalb vernachlässigbar ist. In /CH75/ und /RA75/ wurden explizit keine Werte von f_{α} angegeben; es wurde jedoch das Lungenmodell der ICRP Task Group on Lung Dynamics angenommen. Daher werden die f_{α} -Werte nach P. E. Morrow, Health Physics 12, 173 (1966) berechnet. Die Berechnung basiert auf 1μ "Mass Median Aerodynamic Diameter".

Die berechneten Dosisfaktoren stimmen bis auf Rundungsfehler mit den Originaldaten überein. Die Diskrepanz der Lungen-Dosisfaktoren nach /CH75/ und /RA75/ ist durch die Annahme verschiedener Massen der Lunge zu erklären. Im Jahr 1977 empfahl die ICRP, für die Abschätzung der Lungendosis die gesamte Masse der Lunge einzusetzen (ICRP Publication 26, 1977). Der von Morrow in /RA75/ verwendete Wert $m = 950 \text{ g}$ wurde damit bestätigt. Der Lungendosisfaktor für Pu-Nitrat (leicht löslich) ist vernachlässigbar; der Knochendosisfaktor ist um das 2,4-fache höher als der Dosisfaktor für PuO_2 (schwer löslich).

In /CM72/ und /BU77/ wird noch das alte Lungenmodell verwendet. Die Lungendosis wird dabei unterschätzt, die Knochendosis überschätzt.

Im KfK werden die Dosisfaktoren nach /RA75/ verwendet. Durch diesen Vergleich wird bestätigt, daß diese Faktoren dem Stand der Wissenschaft entsprechen.

Kritisches Organ	Dosisfaktor in $\frac{\text{rem} \cdot \text{m}^3}{\text{Ci} \cdot \text{s}}$ nach			
	/CH75/	/RA75/	/CM72/	/BU77/
Lunge	$11,5 \cdot 10^4$	$6,7 \cdot 10^4$	$3,9 \cdot 10^4$	$4,8 \cdot 10^4$
Knochen	$2,3 \cdot 10^5$	$2,0 \cdot 10^5$	$15,2 \cdot 10^5$	$15,9 \cdot 10^5$

Tab. 7/12 Inhalationsdosisfaktoren für Pu-239

Kritisches Organ	L u n g e						K n o c h e n					
	E MeV	T d	F	m g	f_α	g $\frac{\text{rem} \cdot \text{m}^3}{\text{Ci} \cdot \text{s}}$	E MeV	T d	m g	Z	f_α	g $\frac{\text{rem} \cdot \text{m}^3}{\text{Ci} \cdot \text{s}}$
/CH75/ 1)	51	500	0,6	570	0,25	$11,4 \cdot 10^4$	255	36000	5000	0,3	0,0225	$2,1 \cdot 10^5$
WASH-1400 1) /RA75/	51	500	0,6	950	0,25	$6,7 \cdot 10^4$	255	36000	5000	0,3	0,0225	$2,1 \cdot 10^5$
/CM72/ 2)	53	360	1	1000	0,12	$3,9 \cdot 10^4$	270	72000	7000	0,16	0,2	$15,1 \cdot 10^5$

Tab. 7/13 Größen zur Berechnung der Dosisfaktoren für Pu-239

- 1) für unlösliches Pu (z.B. PuO_2),
"Neues Lungenmodell"
- 2) für lösliches Pu (z.B. $\text{Pu}(\text{NO}_3)_4$),
"Altes Lungenmodell"

7.7 Die Tritiumkontamination von Niederschlägen, Oberflächen- und Trinkwasser

L.A. König, H. Schüler, M. Winter

In Fortsetzung des laufenden Meßprogrammes wurde 1977 die Tritiumkonzentration von insgesamt 2646 Wasserproben bestimmt. Dabei handelte es sich um Niederschlags-, Oberflächen- und Trinkwasserproben, vorwiegend aus dem Bereich der Oberrheinischen Tiefebene zwischen Kehl und Mannheim. In Tab. 7/14 ist das Probenahmeprogramm nach Probenart aufgeschlüsselt. Als "Grundwasserproben" wurden Proben aus Bohrungen bezeichnet, während sogenannte "Trinkwasserproben" Leitungswassernetzen entnommen sind.

Probenart	Zahl der Probenahmestellen		Probenahmehäufigkeit	Zahl der untersuchten Proben	
					%
G Grundwasser	28	23 3 2	1 x monatlich 1/4-jährlich 1/2-jährlich	265	10,0
T Trinkwasser	25	7 18	1 x monatlich 2 x monatlich	420	15,9
O Oberflächenwasser	58	34 24	1 x monatlich kontinuierlich	1 091	41,2
N Niederschlag	16	5 2 6 3	arbeitstäglich nach Niederschlag 3 x monatlich 2 x monatlich 1 x monatlich	870	32,9
S u m m e	127			2 646	100

Tab. 7/14 Art und Zahl der 1977 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. 7/15 sind die Meßergebnisse der Jahre 1976 und 1977 zusammengestellt.

Innerhalb des KFZK wurde die Zahl der Sammelstellen - mit der Probenahmehäufigkeit "arbeitstäglich nach Niederschlag" - im Rahmen unserer Möglichkeit um 3 erhöht, um eine verbesserte Feinstruktur zu erhalten.

Die innerhalb des KFZK-Geländes gesammelten Niederschlagsproben erbringen eine gegenüber 1976 deutlich erhöhte Flächenlast und erreichen mit ihren Spitzenwerten in etwa die von 1975. Die Niederschlagsmenge ist gegenüber dem Vorjahr praktisch gleichgeblieben, die mittleren ³H-Konzentrationswerte sind dagegen gestiegen.

Außerhalb des Kernforschungszentrums ist die mittlere Tritiumkonzentration bei leicht gesteigerter Niederschlagsmenge von 0,41 nCi/l auf 0,34 nCi/l und damit die Flächenlast von 241 nCi/m² auf 213 nCi/m² nur geringfügig zurückgegangen.

Standorte der Niederschlagssammler	1976			1977		
	M mm	\bar{a} nCi/l	A_F nCi/m ²	M mm	\bar{a} nCi/l	A_F nCi/m ²
<u>innerhalb KFZK</u>						
Dach Geb. 123	469	1,02	478	-	-	-
Meßhütte West	571	0,66	375	631	0,55	349
Meßhütte Nordost	605	1,26	764	609	1,74	1057
WAK	580	0,64	372	614	1,18	726
Nordtor	-	-	-	557	1,83	1019
am Sandfang V	-	-	-	599	0,99	593
nördlich Wasserwerk Nord	-	-	-	566	1,83	1037
Mittelwert	556	0,89	495	596	1,35	805
<u>außerhalb KFZK</u>						
Augustenberg (Grötzingen)	657	0,42	277	682	0,30	202
Bruchsal	597	0,37	217	625	0,31	194
Eggenstein	553	0,43	238	611	0,29	178
WW Tiefgestade (Leopoldshafen)	544	0,40	215	601	0,42	250
Leopoldshafen	-	-	-	607	0,40	242
Mittelwert	588	0,41	241	625	0,34	213
<u>KKW Gundremmingen</u>						
Niederstotzingen*	364	0,24	85	454	0,32	146
Buchmühle*	327	0,31	100	338	0,30	100
Mittelwert	346	0,27	93	396	0,31	123

*ohne Monat August

Tab. 7/15 Niederschlagsmenge M, mittlere Tritiumkonzentration \bar{a} und Tritiumflächenbelastung A_F für Sammelstellen innerhalb und außerhalb des KFZK für die Jahre 1976 und 1977

Der Anstieg der Flächenlast auf dem Gelände des KFZK ist also nicht von der vom Kernforschungszentrum unbeeinflussten Tritiumkonzentration des Niederschlags, sondern von den Tritiumemittenten des KFZK verursacht.

Geht man davon aus, daß das Gelände des KFZK ohne die Anwesenheit seiner Tritiumemittenten in etwa mit der gleichen mittleren Jahresflächenlast wie die vom KFZK unbeeinflusste Umgebung beaufschlagt worden wäre, so kann man durch Differenzbildung mit der Jahresflächenlast an den Sammelstellen des KFZK den von den Tritiumemittenten herrührenden Anteil errechnen (siehe Tab. 7/16).

Standorte der Niederschlagssammler	A_F (KFZK) in nCi/m ²	\bar{A}_F (vom KFZK unbeeinflusst) in nCi/m ²	ΔA_F (Anteil durch KFZK-Emittenten) in nCi/m ²	$\Delta A_F / \bar{A}_F$
Meßhütte West	349	213	136	0,64
Meßhütte Nordost	1057	213	844	3,96
WAK	726	213	513	2,41
Nordtor	1019	213	806	3,78
am Sandfang V	593	213	380	1,78
nördlich Wasserwerk Nord	1037	213	824	3,87

Tab. 7/16 Anteil der Tritiumemittenten an der Tritiumflächenlast des KFZK

Tritium in Oberflächengewässern

In Tab. 7/17 wird die über ein Jahr zeitlich und räumlich gemittelte Tritiumkonzentration von Rhein (hier ohne Abwassereinleitungsstelle bei Rhein-km 392,6), Neckar und rechtsrheinischen Nebenflüssen für die Jahre 1976 und 1977 angegeben.

Das Jahr 1977 brachte gegenüber dem Vorjahr keine signifikanten Änderungen, worin sich offenbar die in etwa gleichgebliebene Flächenbelastung durch Tritium im Niederschlag widerspiegelt.

Untersuchte Gewässer	Tritiumkonzentrationsmittel aller Sammelstellen in nCi/l	
	1976	1977
Rhein	0,50	0,50
Neckar	0,37	0,38
Oberflächengewässer zwischen Karlsruhe und Kehl (ohne Rhein)	0,43	0,41
Oberflächengewässer zwischen Mannheim und Karlsruhe (ohne Rhein und Neckar)	0,21	0,18

Tab. 7/17 Vergleich der Tritiumkonzentrations-Jahresmittelwerte von Rhein, Neckar und vorwiegend rechtsrheinischen Nebenflüssen für die Jahre 1976 und 1977

In Tab. 7/18 sind die Jahresmittelwerte der Tritiumkonzentration von Rhein und Neckar für die Jahre 1976 und 1977 - abhängig vom Probenahmeort - zusammengestellt. Auch hier zeigen sich 1977 keine Änderungen gegenüber den Vorjahreswerten.

Es gilt unverändert die bereits in früheren Berichten erwähnte Vermutung, daß die deutlich niedrigere Tritiumkonzentration des Neckars gegenüber der des Rheins durch den zur Wasserführung des Neckars relativ hohen Anteil von Abwässern aus tritiumarmen Grundwässern herbeigeführt wird.

Wiederum ist bei Rhein-km 392,6 unterhalb der Rheinschanzinsel ein erhöhter Wert der Tritiumkonzentration zu finden, der auch in diesem Jahr dem Betrage nach den Vorjahreswert übersteigt. Er ist deshalb in Tab. 7/18 alternativ unberücksichtigt geblieben, weil er den Mittelwert aller anderen Sammelstellen so beeinflusst, daß ein Vergleich mit den Vorjahreswerten nicht sinnvoll ist.

Neckar				Rhein			
km	Ort	³ H-Konzentration in nCi/l		km	Ort	³ H-Konzentration in nCi/l	
		1976	1977			1976	1977
0	*Mannheim	0,39	0,38	29	Öhringen-Stiegen	0,48	0,44
8,1	Feudenheim	0,35	0,38	91	Reckingen	0,50	0,44
18,1	Schwabenheim	0,37	0,42	113	Albrück-Dogern	0,47	0,48
21,0	*Heidelberg	0,37	0,43	155	Wyhlen	0,46	0,47
31,0	Neckargemünd	0,44	0,38	224,7	Breisach (Restrhein)	0,48	0,49
72,5	Guttenbach	0,40	0,38	248,9	Weisweil	0,48	0,49
93,9	Gundelsheim	0,34	0,34	294	*Kehl	0,54	0,57
104,1	Kochendorf	0,35	0,36	362,2	Maxau	0,48	0,48
118,0	Horkheim	0,33	0,40	372	*Leopoldshafen (Fähre)	0,49	0,41
125,5	Lauffen	0,35	0,41	392,6	*unterhalb Rhein- schanzinsel	1,23	1,78
143,1	Hessigheim	0,32	0,34	400	*Speyer	0,49	0,54
165,2	Poppenweiler	0,36	0,35	426,2	Mannheim	0,64	0,56
172,3	Aldingen	0,38	0,36	432	*Mannheim	0,59	0,60
187,0	Stuttgart- Untertürkheim	0,40	0,35				
199,7	Deizisau	0,39	0,38				
	Mittelwert	0,37	0,38		Mittelwert	0,56	0,60
					Mittelwert ohne km 392,6 (Ein- leitung der KFZK-Abwässer)	0,50	0,50

*An diesen Probenahmestellen wurde monatlich eine Stichprobe genommen. Für alle anderen Probenahmestellen wurden hingegen die Mittelwerte aus den Konzentrationswerten von Mischproben gebildet, die jeweils über 14 Tage kontinuierlich gesammelt wurden.

Tab. 7/18 Tritiumkonzentrationswerte von Neckar und Rhein für 1976 und 1977

Tritium im Trinkwasser

In Tab. 7/19 sind die Jahresmittelwerte der Tritiumkonzentration des Trinkwassers für verschiedene Ortschaften in der Umgebung des Kernforschungszentrums zusammengestellt. Hier ist im Jahr 1977, verglichen mit dem Vorjahr, keine wesentliche Änderung erkennbar. Bei der automatisierten Berechnung der Mittelwerte wurde für Proben mit Konzentrationen unterhalb der Nachweisgrenze die Hälfte der Nachweisgrenze eingesetzt. Wiederum entspricht für Kehl der Jahresmittelwert der Tritiumkonzentration im Trinkwasser in etwa jenem im Rheinwasser. Schätzt man die Strahlenbelastung der Bevölkerung unter der Annahme ab, daß die mittlere Tritiumkonzentration im menschlichen Körper gleich der mittleren Tritiumkonzentration des Trinkwassers ist, erhält man für Kehl unter Annahme eines Qualitätsfaktors von 1,7 eine jährliche Strahlenbelastung von 75 µrem pro Jahr. Für das Gros der Bevölkerung in dem überwachten Bereich liegt die Strahlenbelastung deutlich niedriger.

Tabellen-Nummer der Probenahmestelle	Probenahmeort	Jahresmittel \bar{a} der Tritiumkonzentration des Trinkwassers in nCi/l	
		1976	1977
2.2	Marzell	0,27	0,29
2.4	Neuenbürg	0,17	0,18
4.6	Heidelberg	0,17	0,20
4.7	Mannheim	0,10	0,16
4.10	Ludwigshafen	0,08	0,09
4.12	Speyer	0,11	0,11
5.10	Kehl	0,50	0,44
6.1	Bruchsal	0,10	0,10
6.2	Eggenstein	0,18	0,20
6.3	Förch-Niederbühl	0,33	0,31
6.4	Friedrichstal	0,24	0,25
6.5	Jöhlingen	0,13	0,19
6.6	Hagenbach	0,09	0,22
6.8	Karlsruhe	0,21	0,17
6.9	Durlach	0,23	0,27
6.10	Kuhardt	0,08	0,08
6.11	Leimersheim	0,08	0,08
6.12	Leopoldshafen	0,33	0,33
6.13	Mörsch	0,19	0,14
6.14	Neuthard	0,28	0,15
6.15	Obergrombach	0,29	0,28
6.16	Ubstadt	0,17	0,24
6.17	Weingarten	0,16	0,17

Tab. 7/19 Jahresmittelwerte der Tritiumkonzentration des Trinkwassers

7.8 Untersuchung auf radioökologische Auswirkungen der Einleitung von Abwässern aus dem Kernforschungszentrum Karlsruhe in den Altrhein

L.A. König

Aus dem Kernforschungszentrum Karlsruhe werden Abwässer nach Behandlung in der Kläranlage und - falls erforderlich - zuvor in der Abwasserdekontamination in den Altrhein bei Leopoldshafen eingeleitet. Im Rahmen der Umgebungsüberwachung findet eine regelmäßige Überwachung auf radioökologische Auswirkungen dieser Ableitungen statt. Zusätzlich wurde im Juni 1977 anlässlich der Prüfungsarbeiten zur Strahlenschutzassistentin eine intensive Untersuchung durchgeführt, über die im folgenden - aufgeschlüsselt nach Probenarten - berichtet wird. Die Messungen wurden von E.M. Friedland, G. Grünheit, M. Kämmer, Ch. Ott und G. Stober, aufgeteilt nach Meßverfahren, ausgeführt. Abb. 7/19 gibt eine Übersicht über die Lage der Probenahmestellen.

7.8.1 Wasserproben

In Tab. 7/20 sind die Ergebnisse der ^{40}K -, α -, β - und ^3H -Messungen an Wasserproben zusammengestellt. Tab. 7/21 zeigt die bei der γ -spektroskopischen Untersuchung identifizierten Radionuklide.

Probe Nr.	Probenahmeort	^{40}K -Konzentration pCi/l Wasser	Konzentration in pCi/l		
			α	β (abz. ^{40}K)	^3H
1	Brücke Leopoldshafen	1,9	<0,9	<2,2	0,24 ± 0,16
2	10 m nach Einlauf KfK-Abwasser	1,8	<1,9	1,8 ± 0,8	0,24 ± 0,16
3	20 m vor Einlauf Klärwerk	1,7	<2,1	<0,9	0,40 ± 0,17
4	100 m nach Einlauf Klärwerk	1,5	<1,8	2,0 ± 0,8	12,8 ± 0,6
5	200 m " " "	1,6	<1,8	<1,1	7,0 ± 0,4
6	300 m " " "	1,7	<1,9	1,0 ± 0,6	4,6 ± 0,3
7	400 m " " "	1,7	1,8 ± 1,3	1,2 ± 0,7	8,9 ± 0,3
8	500 m " " "	1,7	<2,2	1,7 ± 0,8	37,3 ± 1,6
9	600 m " " "	1,7	<1,8	<0,9	53,8 ± 2,2
10	700 m " " "	1,7	<1,9	1,3 ± 1,3	37,8 ± 1,6
11	800 m " " "	1,7	<2,1	1,3 ± 0,9	69,2 ± 2,8
12	900 m " " "	1,7	<1,9	1,5 ± 1,2	126 ± 5
13	1000 m " " "	1,8	<0,9	<0,8	130 ± 5
14	Querprofil; linkes Ufer	2,0	<2,2	<0,9	274 ± 11
15	8 m vom linken Ufer	1,8	<2,0	1,1 ± 0,7	53,3 ± 2,2
16	Mitte	1,7	2,1 ± 1,4	<1,2	39,1 ± 1,7
17	8 m vom rechten Ufer	1,7	2,0 ± 1,3	1,7 ± 0,7	37,3 ± 1,6
18	rechtes Ufer	1,7	2,4 ± 1,4	1,3 ± 0,8	32,0 ± 1,4

Tab. 7/20 ^{40}K -, α -, β - und ^3H -Aktivität in Wasserproben

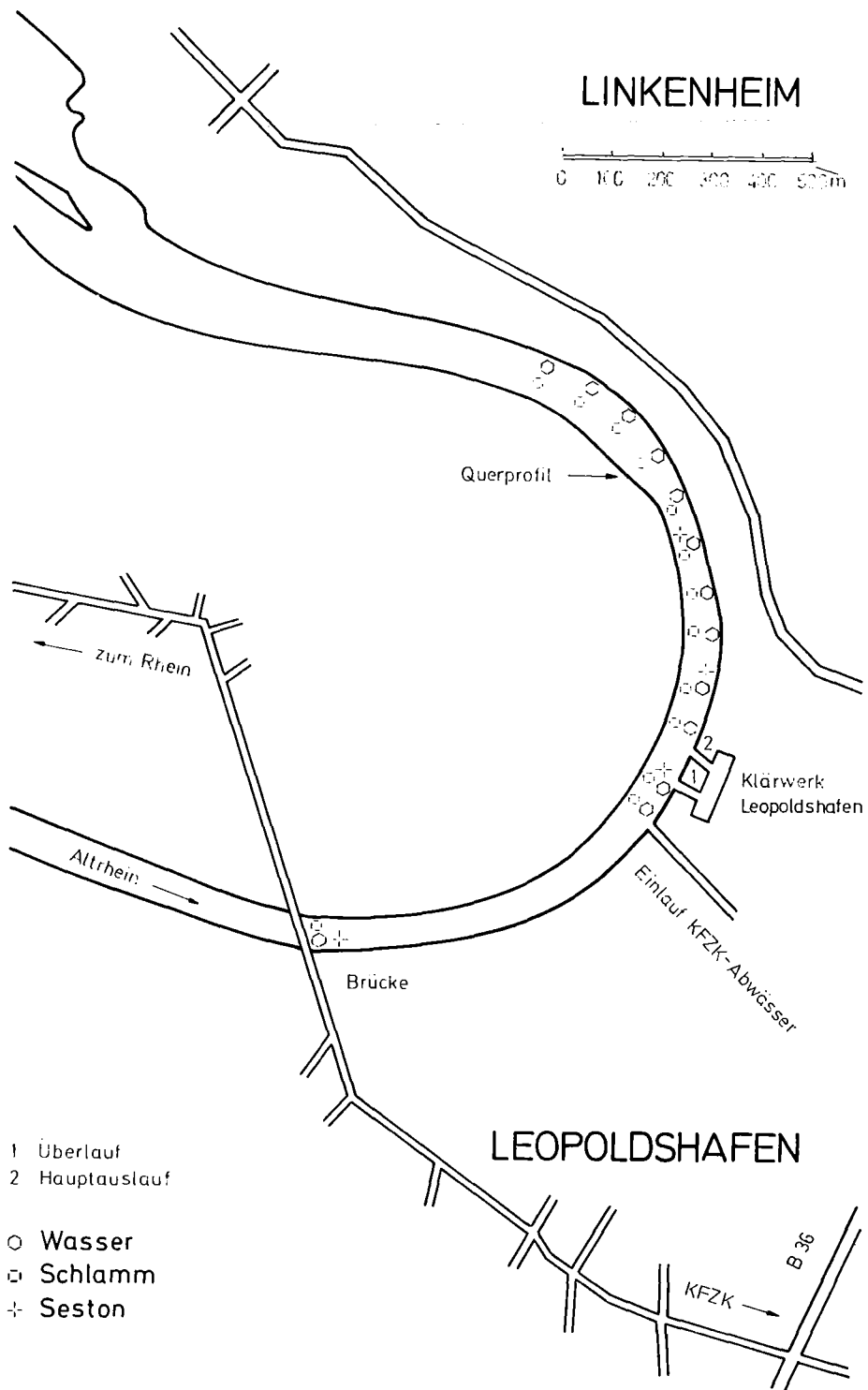


Abb. 7/19: Lageplan der Probenahmestellen

Probenahmestelle	spezifische Aktivität (pCi/l)		
	Cs-137	Cs-134	Co-60
Brücke Leopoldshafen	-	-	-
10 m nach Einlauf KfK-Abwasser	-	-	-
20 m vor Einlauf Klärwerk	7,4 ± 1,7	-	-
100 m nach Einlauf Klärwerk	13,8 ± 2,8	-	8,3 ± 2,3
700 m " " "	13,3 ± 2,2	6,0 ± 1,8	-
1000 m " " "	17,9 ± 2,6	9,3 ± 2,0	-
linkes Ufer	-	-	-
8 m vom linken Ufer	17,9 ± 2,7	-	8,9 ± 2,3
Mitte	13,3 ± 2,2	6,0 ± 1,8	-
8 m vom rechten Ufer	-	4,7 ± 1,0	-
rechtes Ufer	16,7 ± 2,5	-	-

Tab. 7/21 Ergebnisse der spektroskopischen Untersuchung von Wasserpflanzen (-: nicht nachgewiesen)

7.8.2 Schilf

Die Meßergebnisse für ⁴⁰K-, α- und β-Bruttoaktivität in Schilfproben sind in Tab. 7/22 zusammengestellt. In Tab. 7/23 werden die Ergebnisse der γ-spektroskopischen Untersuchung wiedergegeben. Das Verhältnis Aschenge-wicht zu Trockengewicht betrug für Schilf im Mittel 0,11 g.

Probe Nr.	Probenahmeort	⁴⁰ K in pCi/g Tr.	Bruttoaktivität in pCi/g Tr.	
			α	β
1	Brücke Leopoldshafen	14,7 ± 0,9	0,14 ± 0,10	23,4 ± 2,4
2	10 m nach Einlauf KfK-Abwasser	11,3 ± 0,7	0,13	19,9 ± 2,0
3	20 m vor Einlauf Klärwerk	15,0 ± 0,9	0,17 ± 0,10	24,4 ± 2,5
4	100 m nach Einlauf Klärwerk	11,5 ± 0,7	0,15	19,8 ± 2,0
5	200 m " " "	0,17	0,17	23,2 ± 2,4
6	300 m " " "	-	0,18	21,5 ± 2,3
7	400 m " " "	-	0,15	26,0 ± 2,7
8	500 m " " "	-	0,14 ± 0,10	21,7 ± 2,2
9	600 m " " "	-	0,15	22,2 ± 2,2
10	700 m " " "	-	0,13 ± 0,10	19,4 ± 2,0
11	800 m " " "	-	0,16	22,0 ± 2,2
12	900 m " " "	-	0,18	24,1 ± 2,4
13	1000 m " " "	13,2 ± 0,8	0,16 ± 0,11	21,8 ± 2,2

Tab. 7/22 ⁴⁰K-, α- und β-Bruttoaktivität in Schilfproben (-: nicht gemessen)

Probenahmestelle	spezifische Aktivität (pCi/g Asche)						
	Cs-137	Cs-134	Ag-110m	Ce-144	Ce-141	Zr-95	Nb-95
Brücke Leopoldshafen	2,0 ± 0,3	-	-	-	-	2,3 ± 0,5	6,0 ± 0,6
10 m nach Einlauf KfK	3,2 ± 0,4	1,7 ± 0,3	-	-	-	-	1,5 ± 0,3
20 m vor Einlauf Klärwerk	9,0 ± 0,5	-	2,3 ± 0,3	3,2 ± 0,4	7,5 ± 0,4	3,8 ± 0,3	6,4 ± 0,4
100 m nach Einlauf Klärwerk	4,0 ± 0,8	-	5,3 ± 0,7	-	-	-	1,8 ± 0,3
700 m nach Einlauf Klärwerk	1,3 ± 0,3	-	0,6 ± 0,2	-	-	5,4 ± 0,2	9,0 ± 0,2
1000 m nach Einlauf Klärwerk	3,2 ± 0,3	-	-	-	-	-	1,2 ± 0,2

Tab. 7/23 Ergebnisse der γ -spektroskopischen Untersuchung an Schilfproben (-: nicht nachgewiesen)

7.8.3 Schlamm

In Tab. 7/24 sind die α - und β -Bruttoaktivitätswerte für Schlammproben angegeben. Die in Schlammproben identifizierten Radionuklide sind in Tab. 7/25 zusammengestellt.

Probe Nr.	Probenahmeort	Bruttoaktivität in pCi/g Tr.	
		α	β
1	Brücke Leopoldshafen	6,4 ± 2,4	17,4 ± 3,6
2	10 m nach Einlauf KfK-Abwasser	6,4 ± 2,2	19,4 ± 3,6
3	20 m vor Einlauf Klärwerk	13,0 ± 2,8	40 ± 5
4	100 m nach Einlauf Klärwerk	9,7 ± 2,4	32,7 ± 4,6
5	200 m " " "	18,2 ± 3,4	39 ± 6
6	300 m " " "	10,3 ± 1,4	23,7 ± 3,0
7	400 m " " "	11,9 ± 1,6	35,3 ± 4,0
8	500 m " " "	13,9 ± 1,7	31,0 ± 3,6
9	600 m " " "	6,2 ± 1,1	21,3 ± 2,6
10	700 m " " "	13,9 ± 1,9	40,4 ± 4,5
11	800 m " " "	10,5 ± 1,6	23,6 ± 2,7
12	900 m " " "	13,0 ± 1,7	42,2 ± 2,0
13	1000 m " " "	19,9 ± 3,8	55 ± 7
14	Querprofil; linkes Ufer	8,3 ± 2,4	24 ± 5
15	8 m vom linken Ufer	10,1 ± 2,5	26,3 ± 4,3
16	Mitte	11,8 ± 2,8	40 ± 6
17	8 m vom rechten Ufer	14,8 ± 3,0	33 ± 5
18	rechtes Ufer	10,0 ± 2,5	31 ± 5

Tab. 7/24 Bruttoaktivität in Schlamm

Probenahmestelle	spezifische Aktivität (pCi/g)				
	Cs-137	Cs-134	Co-60	Ag-110m	Sb-125
Brücke Leopoldshafen	0,3 ± 0,03	-	-	0,3 ± 0,03	-
10 m nach Einlauf KfK	4,8 ± 0,2	0,4 ± 0,04	1,5 ± 0,2	0,6 ± 0,06	0,8 ± 0,09
20 m vor Einlauf KfK	7,1 ± 0,2	1,5 ± 0,2	0,6 ± 0,1	-	0,8 ± 0,1
100 m nach Einlauf KfK	7,2 ± 0,2	0,4 ± 0,04	0,4 ± 0,06	0,5 ± 0,06	0,7 ± 0,08
700 m " " "	10,0 ± 0,3	0,6 ± 0,07	3,3 ± 0,06	-	-
1000 m " " "	10,3 ± 0,3	0,6 ± 0,07	0,2 ± 0,04	-	1,0 ± 0,2
linkes Ufer	6,2 ± 0,2	0,3 ± 0,05	-	-	0,5 ± 0,08
8 m vom linken Ufer	7,0 ± 0,2	0,4 ± 0,06	0,2 ± 0,05	-	0,7 ± 0,1
Mitte	10,0 ± 0,3	0,6 ± 0,07	3,3 ± 0,06	-	-
8 m vom rechten Ufer	9,9 ± 0,3	0,5 ± 0,07	0,4 ± 0,06	-	0,6 ± 0,09
rechtes Ufer	2,6 ± 0,2	0,2 ± 0,03	0,3 ± 0,06	-	-

Tab. 7/25 Identifizierte Radionuklide in Schlammproben (-: nicht nachgewiesen)

7.8.4 Seston

Die Meßergebnisse für ^{40}K -, α - und β -Bruttoaktivität in Seston werden in Tab. 7/26 wiedergegeben. Tab. 7/27 zeigt die im Seston identifizierten Radionuklide.

Probenahmestelle	^{40}K pCi/g Asche	Bruttoaktivität in pCi/g Tr.	
		α	β
Brücke Leopoldshafen	1,5	9,7 ± 1,4	32,9 ± 2,6
20 m vor Einlauf Klärwerk	2,3	19,1 ± 3,5	61,1 ± 2,9
200 m nach Einlauf Klärwerk	2,3	14,8 ± 3,1	38 ± 6
500 m " " "	1,5	14,3 ± 3,1	38 ± 6

Tab. 7/26 ^{40}K -, α - und β -Bruttoaktivität in Seston

Probenahmestelle	spezifische Aktivität (pCi/g Asche)	
	Cs-137	Nb-95
Brücke Leopoldshafen	-	-
20 m vor Einlauf Klärwerk	1,6 ± 0,3	-
200 m nach Einlauf Klärwerk	1,4 ± 0,3	-
500 m " " "	2,0 ± 0,3	1,1 ± 0,3

Tab. 7/27 Identifizierte Radionuklide in Sestonproben (-: nicht nachgewiesen)

7.8.5 Algen

In Tab. 7/28 sind ^{40}K -, α - und β -Bruttoaktivität für die untersuchten Algenproben angegeben.

Probenahmestelle	^{40}K in pCi/g Tr.	Bruttoaktivität in pCi/g Tr.	
		α	β
Brücke Leopoldshafen	$8,3 \pm 0,5$	$6,4 \pm 1,0$	$36,7 \pm 3,1$
80 m nach Einlauf GfK	$6,9 \pm 0,4$	$10,2 \pm 1,2$	$58,5 \pm 3,6$
300 m " " "	$7,1 \pm 0,4$	$2,8 \pm 0,6$	$35,9 \pm 3,0$

Tab. 7/28 ^{40}K -, α - und β -Bruttoaktivität in Algen

7.8.6 Fisch

In Tab. 7/29 wird eine Übersicht über die an Fischproben ausgeführten Aktivitätsmessungen gegeben.

Fischart	Nuklid	Aktivität in pCi/g Naßgewicht		
		Haut und Flossen	Fleisch	Gräten
Altrhein				
Barsch	β -Brutto einschl. ^{40}K	$2,40 \pm 0,26$	$3,09 \pm 0,10$	$2,79 \pm 0,23$
	^{137}Cs	$<0,08$	$<0,06$	$<0,08$
	^{40}K	1,28	1,9	1,93
Schleie	β -Brutto einschl. ^{40}K	$2,05 \pm 0,16$	$3,18 \pm 0,08$	$3,28 \pm 0,16$
	^{137}Cs	$<0,10$	$<0,08$	$<0,02$
	^{40}K	1,47	1,74	1,90
Marxzell				
Forelle	β -Brutto einschl. ^{40}K	$2,15 \pm 0,08$	$3,01 \pm 0,04$	$3,43 \pm 0,25$
	^{137}Cs	$<0,10$	$<0,03$	$<0,02$
	^{40}K	1,64	1,64	1,64
Schleie I	β -Brutto einschl. ^{40}K	$3,67 \pm 0,23$	$3,14 \pm 0,07$	$4,85 \pm 0,27$
	^{137}Cs	$<0,03$	0,30	$<0,06$
	^{40}K	1,24	1,95	1,32
Schleie II	^{137}Cs	0,19	0,32	0,30
Zander	^{137}Cs	0,73	1,21	0,57
U S A				
Aa1	^{137}Cs	$<0,02$	0,21	0,19

Tab. 7/29 Ergebnisse der Messungen an Fischproben

7.8.7 Diskussion der Meßergebnisse

Einer Diskussion der Meßergebnisse ist vorauszuschicken, daß alle Meßergebnisse den Charakter einer Momentaufnahme, d.h. einer Stichprobe, haben. Insbesondere bei den rasch veränderlichen Größen wie der Aktivitätskonzentration im Oberflächenwasser dürfen die Ergebnisse nicht überbewertet werden. Bei Probenahme zu einem anderen Zeitpunkt sind andere Meßergebnisse zu erwarten.

Der Zusammenhang zwischen Abwassereinleitungen aus dem Kernforschungszentrum und der Aktivitätskonzentration im Altrheinwasser ist nicht zu übersehen. Dies gilt insbesondere für Tritium, während bei α -Brutto- und β -Restaktivität nur eine geringe Erhöhung gefunden wurde.

Verglichen mit den im ASS-Jahresbericht für 1976 angegebenen Werten liegen die Aktivitätswerte in Schilf und in Schlamm in der Größenordnung der im Vorjahr gefundenen Werte, die in Seston dagegen niedriger.

Für die Nahrungskette allein von Interesse sind die Aktivitätswerte in Fisch. Um die Meßwerte besser beurteilen zu können, wurden zusätzlich Referenzproben untersucht, die mit Sicherheit nicht durch Ableitungen aus dem Kernforschungszentrum beeinflusst sind. Überraschenderweise wiesen die Referenzfische Schleie, Zander und Aal höhere Aktivität als die Proben aus dem Altrhein auf. Nachforschungen ergaben, daß die in Marxzell beschafften Schleien und Zander aus Schweden importiert sind.

Insgesamt gesehen hat die Untersuchung keinen Hinweis dafür ergeben, daß die Ableitungen radioaktiver Stoffe aus dem Kernforschungszentrum mit dem Abwasser zu einem Anstieg des Aktivitätspegels im Vorfluter führen. Im Gegenteil scheint sich bei der derzeitigen geringen Höhe der Ableitungen eine leicht fallende Tendenz abzuzeichnen.

7.9 Strahlenexposition durch radioaktive Einleitungen in Oberflächengewässer bei Störfällen

L.A. König

Für die Ingestionspfade wurden Formeln zur Berechnung der Aktivitätsaufnahme von Personen infolge radioaktiver Einleitungen in Oberflächengewässer bei Störfällen abgeleitet. Folgende Belastungspfade wurden behandelt:

- Trinkwasser
- Fischverzehr
- Viehtränke - Milch/Fleisch
- Beregnung - Futterpflanze - Tier - Milch/Fleisch
- Beregnung - Pflanzenverzehr .

Die Berechnungen gehen von der Differentialgleichung aus

$$\frac{dK}{dt} = \alpha f(t) - \lambda K . \quad (1)$$

Hierin bedeuten $K(t)$ die Aktivitätskonzentration im aufgenommenen Nahrungsmittel, α eine Konstante und λ eine effektive Zerfallskonstante. Die Größe $f(t)$ wird weiter unten definiert. Die Lösung der Gl. (1), die für $t = 0$ Null ist, hat die Eigenschaft, daß

$$\int_0^{\infty} K(t)dt = \frac{\alpha}{\lambda} \int_0^{\infty} f(t)dt, \tag{2}$$

vorausgesetzt, daß $f(t)$ für große t hinreichend stark gegen Null geht.

In dem Fall, daß $f(t) = C(t)$, der Aktivitätskonzentration im Wasser, gilt für $\frac{\alpha}{\lambda}$

$$\frac{\alpha}{\lambda} = \frac{K_g}{C_0}. \tag{3}$$

Hierin bedeutet C_0 eine konstante Konzentration und K_g die daraus resultierende Gleichgewichtskonzentration im Nahrungsmittel. In Gl. (2) gehen dann die für den Gleichgewichtsfall gültigen Parameter ein.

Unter der Voraussetzung einer zeitlich konstanten Aufnahme U gilt für die Aktivitätsaufnahme I infolge des Störfalls

$$I = U \int_0^{\infty} K(t)dt. \tag{4}$$

Die Integration bis ∞ führt bei langlebigen Nukliden bei manchen Anwendungen zu einer konservativen Abschätzung, in keinem Fall zu einer Unterschätzung der Inkorporation.

Die Annahme $U = \text{const.}$ ist insbesondere bei kurz andauernden Kontaminationen $K(t)$ problematisch und muß im Einzelfall näher betrachtet werden. Dies sei am Beispiel des Trinkwassers verdeutlicht: Es sind hier - theoretisch - sowohl die Grenzfälle möglich, daß zur Zeit der Trinkwasserkontamination überhaupt kein Trinkwasser verbraucht wird, oder aber, daß zum Zeitpunkt der maximalen Trinkwasserkontamination ein Trinkwasservorrat angelegt wird, der für lange Zeit ausreicht, den Bedarf zu decken. Selbstverständlich wird man im Ernstfall den zuletzt genannten Sonderfall durch administrative Maßnahmen verhindern.

Bei der Anwendung von Gl. (2) ist auch der Fall zu betrachten, daß das betrachtete Nahrungsmittel nicht mehr im Austausch mit der Umgebung steht und somit die Aktivität nur noch mit der physikalischen Halbwertszeit T_{ph} abklingt. Dies gilt z.B. für den Fleischverzehr. Es ist also zu unterscheiden, ob viele Personen praktisch mit jeder Mahlzeit ein anderes Tier aufessen, oder aber, ob sich eine Person lange Zeit von einem Tier ernährt. Die Rechnung ergibt, daß die im ersten Fall gültige Konstante $\frac{\alpha}{\lambda}$ aus Gl. (2) im zweiten Fall durch

$$\frac{T_{ph}}{T_{eff}} \frac{\alpha}{\lambda}$$

zu ersetzen ist (T_{eff} = effektive Halbwertszeit).

Liegt nach einem Störfall eine Kontamination von Kompartments der Nahrungskette vor, so ist diese proportional zu $\int C(t)dt$. Dies gilt z.B. für die Kontamination von Flächen durch Beregnung. Es gilt dann nährungsweise

$$\alpha = \text{const} \int_0^{\infty} C(t)dt \quad \text{und} \\ f(t) = e^{-\lambda_{eff}t}.$$

Die Rechnung ergibt also auch in diesem Fall

$$\int_0^{\infty} K(t) dt \sim \int_0^{\infty} C(t) dt$$

und somit

$$I \sim U \int_0^{\infty} C(t) dt . \quad (5)$$

$\int_0^{\infty} C(t) dt$ läßt sich aus der bei dem Störfall freigesetzten Aktivität A nach der Beziehung

$$\int_0^{\infty} C(t) dt = \begin{cases} \frac{A}{(QF)} & \text{nach vollständiger Durchmischung im Fließgewässer} \\ \frac{A}{Q} & \text{am Auslauf,} \end{cases} \quad (6)$$

nach unten bzw. nach oben abschätzen, worin (QF) der Abfluß des betrachteten Gewässers und Q der Abfluß der zu betrachtenden Anlage bedeuten.

Die Berechnungen, die sich übrigens auch auf den Luftpfad übertragen lassen, ergeben leicht zu handhabende Formeln, für deren Anwendung nur Konstanten benötigt werden, die die von der SSK zur Erprobung freigegebenen "Allgemeinen Berechnungsgrundlagen für die Bestimmung der Strahlenexposition durch radioaktive Einleitungen in Oberflächengewässer, 1. Fließgewässer" voraussetzen.

Die sich nach Durchführung der oben skizzierten Berechnungen ergebenden Formeln sind im folgenden zusammengestellt:

Trinkwasser

Gleichförmige Wasserentnahme:

$$I = U \int_0^{\infty} C(t) dt$$

Anlegen eines Wasservorrates zur Zeit
maximaler Wasserkontamination

$$I = \frac{C_{\max}}{\lambda_{ph}} U$$

$$C_{\max} = \begin{cases} \frac{\dot{A}_{\max}}{(QF)} \\ \frac{\dot{A}_{\max}}{Q} \end{cases}$$

\dot{A}_{\max} : maximale Abgaberate
U: Wasseraufnahmerate

Fischverzehr

Verzehr durch viele Personen

$$I = U B \int_0^{\infty} C(t) dt$$

Verzehr eines Vorrats durch eine Person

$$I = \frac{T_{ph}}{T_{eff}} U B \int_0^{\infty} C(t) dt$$

B: Konzentrationsfaktor
U: Jahresfischverzehr

Viehtränke - Milch/Fleisch

Fleisch: $I = \sigma U_F L f_F \int_0^{\infty} C(t) dt$

Milch: $I = \sigma U_M L f_M \int_0^{\infty} C(t) dt$

$\sigma = 1$ Verzehr durch viele Personen
 Verbrauch eines Vorrats durch eine Person

- U_F : Jahresfleischkonsum
- U_M : Jahreskonsum an Milch
- L : tägliche Wasseraufnahme der Kuh
- f_F : Transferfaktor vom Wasser zum Fleisch (pCi/kg Fleisch pro pCi/d)
- f_M : Transferfaktor vom Wasser zur Milch (pCi/l Milch pro pCi/d)

Berechnung - Futterpflanze - Tier - Milch/Fleisch

Fleisch: $I = U_F S f_F Z \int_0^{\infty} C(t) dt$

Milch: $I = U_M S f_M Z \int_0^{\infty} C(t) dt$

mit $Z = \frac{W N_p}{Y_p \lambda_p} + \frac{W T_p}{P \lambda_{ph}}$

- U_F : Jahresfleischkonsum
- U_M : Jahreskonsum an Milch
- S : tägliche Aufnahme von Frischfutter in kg/d (Naßgewicht)
- f_F : Transferfaktor vom Futter zum Fleisch (pCi/kg Fleisch pro pCi/d)
- f_M : Transferfaktor vom Futter zur Milch (pCi/l Milch pro pCi/d)
- W : Berechnungsrate
- N_p : anteilige Nuklidablagerung auf der Pflanze p
- Y_p : Ertrag der Pflanze p in kg/m² (Naßgewicht)
- λ_{ph} : physikalische Zerfallskonstante
- λ_p : effektive Zerfallskonstante für Pflanze p
- T_p : Transferfaktor Boden - Pflanze p
- P : Massenbelegung des Bodens in Pflugschartiefe in kg/m²

Berechnung - Pflanzenverzehr

$I = U Z \int_0^{\infty} C(t) dt$

U : Verzehrtrate

Berücksichtigung von Tritium

Belastung über alle Belastungspfade zusammen: $I = U \int_0^{\infty} C(t) dt$

U : Wasseraufnahmerate über alle Belastungspfade

8. Radiochemische und radioökologische Arbeiten

H. Schüttelkopf

8.1 Zusammenfassung der Arbeiten der ASS/Ch

Radiochemische Arbeiten im Strahlenschutz

Die radiochemischen Arbeiten im Strahlenschutz umfassen die folgenden Bereiche: Die Bestimmung von Radionukliden im low-level-Bereich, die Bestimmung in aktiven Probenmaterialien und die zur Durchführung dieser Messungen notwendigen Entwicklungsarbeiten.

Die Messung von Radionukliden im low-level-Bereich erfolgt im Rahmen der Umgebungsüberwachung des KfK, der WAK, der NUKEM, der Kernkraftwerke Gundremmingen und Obrigheim sowie des stillgelegten Kernkraftwerkes Niederaichbach. Die wichtigsten gemessenen Radionuklide sind die Isotope $^{239+240}\text{Pu}$, ^{238}Pu , ^{90}Sr , ^{89}Sr , ^{131}J , ^{129}J , ^{137}Cs , ^{40}K , ^{14}C und Uran. Die angegebenen Radionuklide werden bestimmt in Pflanzen, Boden, Luft, Niederschlag, Oberflächenwasser, Milch, Sediment, Plankton und Fisch.

In den monatlich gesammelten Mischproben aus den Endpufferbecken der Abwasserbehandlungsanlagen des KfK werden die Strontium- und Plutoniumgehalte bestimmt. Aus der Abluft der FERAB und der WAK werden monatlich Proben genommen und ebenfalls auf ^{90}Sr , ^{238}Pu und $^{239+240}\text{Pu}$ analysiert. Außerdem wurden eine Reihe von α -, β - und γ -Aktivitätsmessungen durchgeführt. Zwei low-level-Meßplätze wurden in Betrieb genommen.

Über das Routineprogramm hinausgehend wurde $^{14}\text{CO}_2$ in der Abluft der WAK gemessen; zur Umgebungsüberwachung einer nuklearen Brennstoff verarbeitenden Fabrik wurde eine Analysemethoden entwickelt, welche es erlaubt, Pu, U und Th schnell und α -spektrometrisch zu bestimmen. Als vorbereitende Arbeiten zur Untersuchung der Radioökologie der Aktiniden wurde eine Analysemethoden erarbeitet, die es erlaubt, alle Aktiniden aus Ascheproben zu lösen und von den Matrixelementen zu trennen. Arbeiten zur chemischen Reinigung der einzelnen Aktiniden werden 1978 durchgeführt werden.

Im Jahre 1977 wurden insgesamt 639 Messungen von ^{238}Pu und $^{239+240}\text{Pu}$, 200 ^{40}K -Bestimmungen, 46 ^{14}C -Bestimmungen, 31 Bestimmungen von ^{89}Sr und ^{90}Sr , 24 ^{131}J -Bestimmungen und je 4 ^{137}Cs - und Uran-Messungen durchgeführt.

Zur Radioökologie von ^{129}J

^{129}J wurde 1977 bestimmt in: 104 Bodenproben, 14 Milchproben, 5 Schilddrüsenproben, 10 Proben der Umgebungsluft und in 62 Abluft- und Prozeßblösungsproben. Ähnlich wie 1976 wurden in der Umgebung der WAK Bodenproben vom Hauptbeaufschlagungspunkt der Abluftfahne der WAK genommen.

Die 1976 begonnenen Messungen von ^{127}J in der Umgebungsluft wurden in Karlsruhe bis Ende 1977 fortgesetzt. Während je drei Monaten wurde in Kiel, Stade und Gundremmingen die ^{127}J -Konzentrationen in Luft - getrennt nach anorganisch-gasförmigen und nach Aerosoljod - gemessen. In München wurde mit ähnlichen Messungen im Dezember 1977 begonnen. ^{127}J wurde außerdem bestimmt in verschiedenen Chemikalien und in Zusammenarbeit mit der Universität des Saarlandes in Milch-, Schilddrüsen-, Boden- und Pflanzenproben.

1977 wurden 197 ^{127}J -Bestimmungen und 260 ^{129}J -Bestimmungen durchgeführt.

Ausbreitungsexperimente

1977 wurden 11 Ausbreitungsexperimente, 6 davon bei Nacht, durchgeführt. Bei jedem Experiment wurden 2 unterschiedliche Leitsubstanzen in verschiedenen Höhen emittiert. Luftproben wurden an 50 Stellen der Umgebung bis zu einer Entfernung von 10 km vom Emissionsort gesammelt. Insgesamt wurden 1500 gaschromatographische Analysen durchgeführt.

8.2 Arbeiten zur Plutonium-Analytik

Mit der in der ASS praktizierten Analysenmethode für Plutonium, mit der eine vollständige Lösung der Probe erreicht wird, können maximal 10 g Asche analysiert werden. Für radioökologische Untersuchungen von Plutonium in der Umwelt müssen Probemengen bis 100 g verarbeitbar sein, um die benötigte untere Nachweisgrenze zu erreichen. Die veröffentlichten Methoden, welche den vollständigen Aufschluß von 100 g Proben erreichen, sind sehr zeitaufwendig. Daher haben viele Wissenschaftler Methoden erarbeitet, bei denen Plutonium mit Säuren aus großen Probemengen ausgelaugt wird. Diese Methoden funktionieren aufgrund unserer Untersuchungen sehr gut bei chemisch einfachen Probenmaterialien und bei einer reinen Fallout-Plutonium-Kontamination. Bei Böden mit hoher Ionenaustauschkapazität, bei Proben die Substanzen enthalten, welche Mitfällungseigenschaften für Plutonium haben und wenn das Plutonium als hochgeglühtes PuO_2 vorliegt, funktionieren diese Auslaugemethoden mit niedriger Ausbeute oder überhaupt nicht mehr.

Daher wurde in der ASS mit der Entwicklung einer Auslaugetechnik begonnen, mit der sichergestellt ist, daß die oben genannten Schwierigkeiten nicht auftreten. Es wurden 2 Säurelösungen gefunden, welche eine quantitative Lösung auch von hochgeglühtem Plutoniumoxid ermöglichen. Zur Reduzierung des erhaltenen großen Volumens der Lösung und zur Abtrennung der mitgelösten Matrixelemente wurde eine Ionenaustausch- und eine Extraktionsmethode entwickelt. Die so erhaltene weitgehend salzfreie Probe wird einer radiochemischen Reinigung unterzogen, bestehend aus einer LaF_3 -Mitfällung, einer TTA-Extraktion und einem Anionenaustausch, und das Pu wird durch Electroplating für die α -Spektrometrie vorbereitet. Wesentliche chemische Verbesserungen wurden erreicht bei der LaF_3 -Mitfällung und beim Electroplating.

8.3 Entwicklung einer Analysenmethode zur Bestimmung von Pu, U und Th in Umgebungsproben einer Kernbrennstofffabrik

Zur Umgebungsüberwachung von Kernbrennstofffabriken sollte eine Analysenmethode vorliegen, welche es erlaubt, gleichzeitig Pu, Th und U zu bestimmen. Die Isotopenzusammensetzung von Uran und Plutonium aus einer Brennstoff verarbeitenden Fabrik weicht wesentlich ab von der Zusammensetzung dieser Elemente in der Umwelt. Daher ist durch eine alpha-spektrometrische Messung dieser Elemente eine extrem empfindliche Überwachung möglich. Die von B.L. Hampson and D. Tennant, *Analyst*, December 1973, Vol. 98, pp. 873-885 publizierte Analysenmethode schien geeignet, die gestellten Forderungen zu erfüllen. Mit den Radionukliden ^{239}Pu , ^{235}U und ^{228}Th wurde die Analysenmethode geprüft. Es konnte bestätigt werden, daß aus einem kleinen Probenvolumen von 2 M HNO_3 mit 0,1 M Trioctylphosphinoxid/Cyclohexan alle drei Elemente quantitativ extrahiert werden. Beim Waschen mit 2 M HNO_3 wurde zwischen 0,1 und 1 % der Leitisotope rückextrahiert. Die von B.L. Hampson and D. Tennant angegebene Rückextraktion mit $(\text{NH}_4)_2\text{CO}_3$ wurde geprüft und als nicht quantitativ für die drei Elemente gefunden. Mit einer dreifachen Rückextraktion mit 10%-iger $(\text{NH}_4)_2\text{CO}_3$ -Lösung wurde die benötigte, praktisch quantitative, Rückextraktion erreicht.

Die $(\text{NH}_4)_2\text{CO}_3$ -Lösungen werden vereinigt, mit HNO_3 angesäuert und zur Trockene eingedampft. Der NH_4NO_3 -Rückstand wird am Sandbad durch Sublimation entfernt. Der praktisch salzfreie Rückstand wird in 9 M HCl aufgenommen und diese über 1 g Anionenaustauscher geleitet. Der Anionenaustauscher wird mit 9 M HCl gewaschen. In der HCl-sauren Lösung befindet sich das Th; U und Pu wurden im Anionenaustauscher zurückgehalten. Der Anionenaustauscher wird mit 8 M HNO_3 gewaschen und so das U aus dem Anionenaustauscher entfernt. Das Pu wird mit 0,36 M HCl/0,01 M HF eluiert. Alle drei Lösungen werden zur Trockene eingedampft und durch Electroplating für die α -Spektrometrie vorbereitet. Eine schematische Darstellung der Analysenmethode erfolgt in Abb. 8/1.

Bei 4 Luftstaubfilteranalysen wurde ^{232}U und ^{236}Pu zur Ausbeutebestimmung zugesetzt. Die chemischen Ausbeuten dieser ersten mit echtem Probematerial durchgeführten Analysen lagen für Uran zwischen 32 % und 67 % und für Plutonium zwischen 26 % und 60 %. Es war keine Querkontamination feststellbar. An der Verbesserung der chemischen Ausbeuten wird gearbeitet. Als Beispiel wird in Abb. 8/2 das α -Spektrum einer Uranfraktion aus der Umgebung einer Kernbrennstoff verarbeitenden Fabrik wiedergegeben.

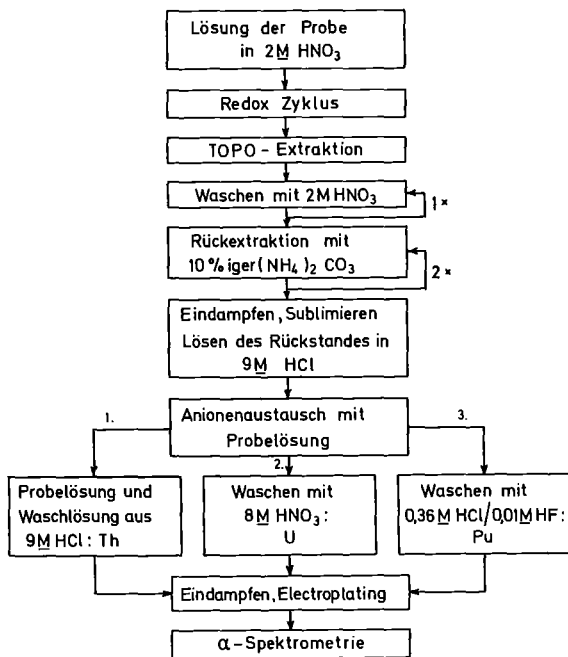


Abb. 8/1 : Schematische Darstellung der Abtrennung und Messung von Pu,U und Th von Umgebungsproben. TOPO = Trioctylphosphinoxid.

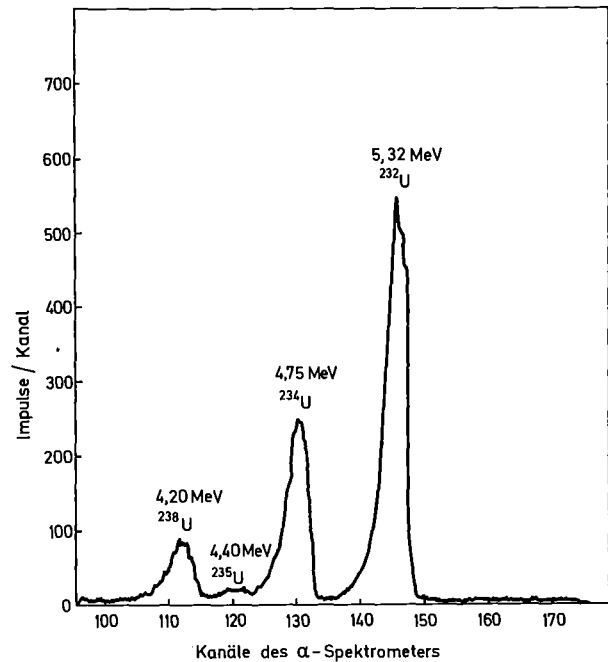


Abb. 8/2 : α -Spektrum der Uranfraktion, welche bei der Analyse einer Luftstaubprobe erhalten wurde. ^{232}U zur Ausbeutebestimmung zugesetzt. 1000 min Meßzeit.

8.4 Plutonium in Bodenproben aus der Umgebung der WAK

Im Raum der Hauptbeaufschlagung durch die Abluftfahne der WAK wurden Bodenproben entnommen. Die Abstände der Probenahmestellen betragen 100, 200 und 500 m von der WAK. Die Probenahme selbst erfolgte mit einem Gerät, mit dem Bohrkerne bis zu 20 cm Tiefe entnommen werden können. Pro Probenahmestelle wurden auf einer geraden Strecke im Abstand von 30 cm je 10 Einstiche durchgeführt. Die Bohrkerne wurden in zwei Teile geteilt. Eine Probe setzte sich aus den Bohrkerne zwischen 0 und 5 cm und eine aus den Bohrkerne von 5 bis 20 cm zusammen. Die so erhaltenen Proben wurden sorgfältig gemischt, getrocknet, die Steine durch Sieben entfernt, verascht und je 50 g der Proben zur Plutoniumanalyse verwendet.

Die Ergebnisse der Analysen sind in Abb. 8/3 wiedergegeben. In der 0-5 cm Schicht liegen die Konzentrationen von $^{239+240}\text{Pu}$ zwischen 20 und 51 fCi/g Asche. In den Proben zwischen 5 und 20 cm wurden Werte zwischen $< 3,4$ und $8,5$ fCi/g Asche gefunden. In der obersten Schicht lag das Verhältnis von $^{238}\text{Pu}/^{239+240}\text{Pu}$ zwischen 0,2 und 1,3. Daraus ist zu erschließen, daß außer der Bodenkontamination durch den Fallout erstmals eine in der Größenordnung des Fallouts liegende Plutoniumkontamination durch die WAK meßbar ist.

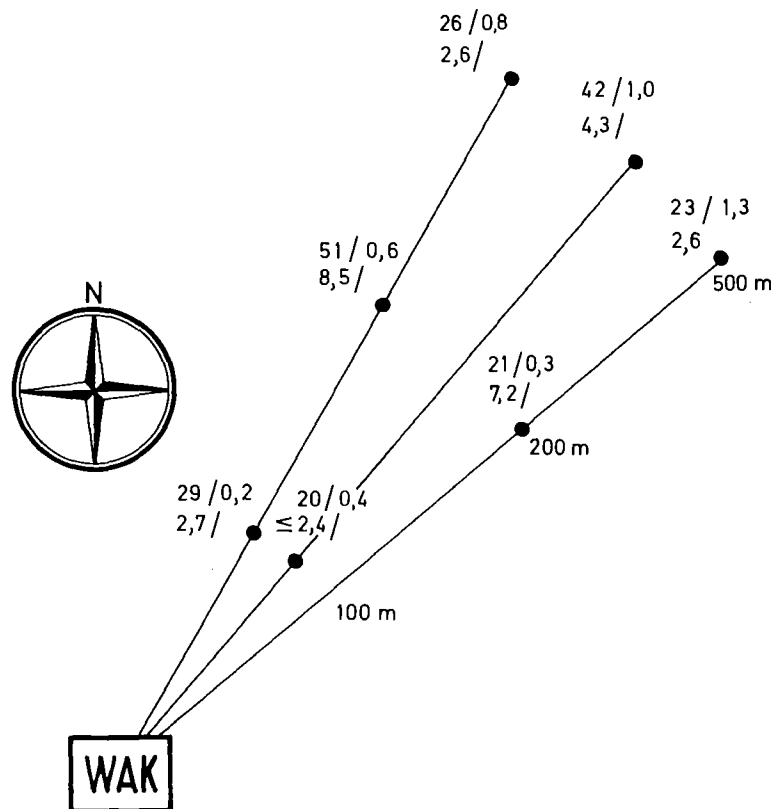


Abb. 8/3: Pu-Kontamination von Bodenproben aus der Umgebung der WAK. Beschriftung der Positionen: Obere Zahl links: fCi $^{239+240}\text{Pu}$ /g Asche, 0-5 cm; untere Zahl: fCi $^{239+240}\text{Pu}$ /g Asche, 5-20 cm; Obere Zahl rechts: Verhältnis $^{238}\text{Pu}/^{239+240}\text{Pu}$, 0-5 cm.

8.5 Die Messung von ^{14}C in der Abluft der WAK

Über das Ausmaß und den Ablauf der ^{14}C -Abgabe aus Wiederaufarbeitungsanlagen sind in der Literatur keine Unterlagen zu finden. Daher wurden zwischen Juli 1976 und Juni 1977 ^{14}C -Messungen in der Abluft der WAK durchgeführt. Eine Methode zur kontinuierlichen Probenahme und zur diskontinuierlichen Messung der ^{14}C -Abgabe aus kerntechnischen Anlagen wurde erarbeitet. Die Probenahme erfolgte mit einem NaOH-Wäscher; die Abtrennung des ^{14}C aus der Wäscherlösung als BaCO_3 führte zur quantitativen Dekontamination des ^{14}C gegenüber anderen Radionukliden. Das erhaltene BaCO_3 wird in einem low-level- β -Meßplatz gemessen.

Die ^{14}C -Emissionen der WAK sind in Abb. 8/4 wiedergegeben. Während der Auflösung von Druckwasser- und Siedewasserreaktorbrennstoff wurden Emissionswerte von ^{14}C gemessen entsprechend 12,4 bzw. 13,7 Ci $^{14}\text{C}/\text{GW}_e \cdot \text{a}$ (Tab. 8/1). Entsprechend dem Verlauf der ^{14}C -Emission (Abb. 8/5) kann geschlossen werden, daß innerhalb von 12 h nach Beginn der Auflösung die ^{14}C -Emission weitgehend beendet ist. Ein kleiner Rest des ^{14}C wird später mit einer Halbwertszeit von ca. 3 Wochen abgegeben. Der Emissionsverlauf des ^{14}C ist verglichen mit dem des ^{85}Kr um ca. 1 h verzögert.

Die Dosisbelastung der Umgebungsbevölkerung der WAK ist vernachlässigbar klein, da der Hauptbeaufschlagungspunkt durch die Abluftfahne unbewohnt ist und nicht zur Gewinnung von Nahrungsmitteln benutzt wird. Die maximal zu erwartende Dosisbelastung in der Umgebung einer großen Wiederaufarbeitungsanlage liegt bei einem Drittel der natürlichen ^{14}C -Belastung.

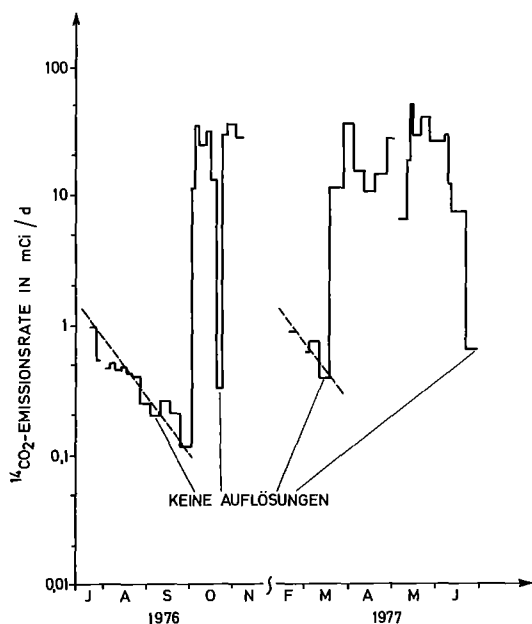


Abb. 8/4: $^{14}\text{CO}_2$ -Emissionsraten aus der WAK, gemessen von Juli 1976 bis Juni 1977.

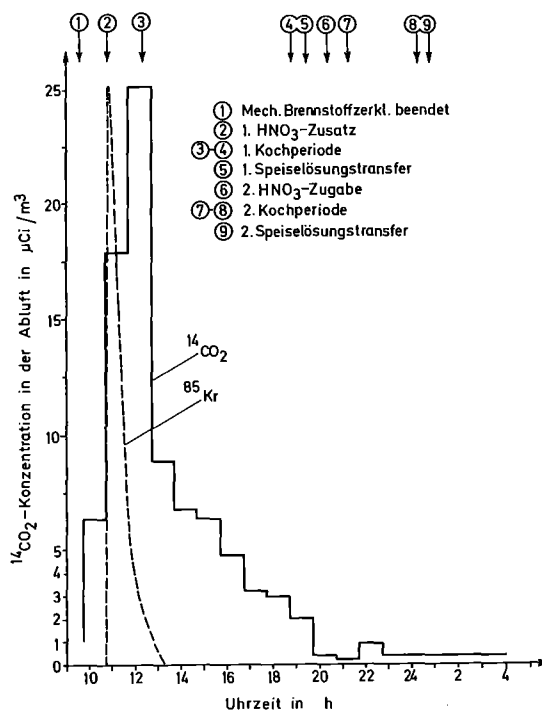


Abb. 8/5: $^{14}\text{CO}_2$ -Emission während der Auflösung von 131 kg Brennstoff. Abbrand: 32,2 GWd/t , Datum: 13.5.77. Zum Vergleich wurde die ^{85}Kr -Emission angegeben in willkürlichen Einheiten.

Probenahme von bis	Abgegebenes ¹⁴ CO ₂ in	
	mCi/Auflösung	Ci/GWe · a
<u>1976</u>		
1.10. - 4.10.	36,0	12,9
4.10. - 6.10.	34,7	13,0
6.10. - 12.10.	32,9	11,8
12.10. - 15.10.	32,8	11,5
15.10. - 22.10.	28,5	13,2
Mittelwert ¹⁾ und mittlerer Fehler		12,4 ± 0,3
22.10. - 27.10.	29,8	11,2
27.10. - 2.11.	44,5	18,8
<u>1977</u>		
18.3. - 28.3.	30,8	10,2
28.3. - 4.4.	49,4	16,3
4.4. - 12.4.	38,9	12,6
12.4. - 18.4.	33,9	11,5
18.4. - 26.4.	38,4	18,3
26.4. - 2.5.	43,4	14,1
3.5. - 10.5.	48,3	15,6
10.5. - 12.5.	37,4	11,2
12.5. - 13.5.	38,8	11,5
13.5. - 20.5. ²⁾	37,2	11,9
20.5. - 26.5. ²⁾	53,8	16,8
26.5. - 7.6.	43,5	14,1
7.6. - 8.6.	29,8	12,6
8.6. - 10.6.	26,8	11,7
10.6. - 20.6. ²⁾	37,5	13,7
Mittelwert ³⁾ und mittlerer Fehler		13,7 ± 0,7

¹⁾ Aufarbeitung von Brennelementen des DWR Obrigheim

²⁾ Da bei der Durchflußmessung Probleme auftraten, wurden diese Werte mit der mittleren, stabilen CO₂-Konzentration in der Abluft berechnet.

³⁾ Aufarbeitung von Brennelementen des SWR Gundremmingen

Tab. 8/1: Gemessene ¹⁴CO₂-Emissionen aus der Wiederaufarbeitungsanlage Karlsruhe

8.6 Die Bilanzierung des ¹²⁹J in der WAK

Um das Ausmaß möglicher Freisetzungen von ¹²⁹J aus einer Wiederaufarbeitungsanlage im Detail zu erfassen, wurde seit 1975 die Verteilung des ¹²⁹J in und die Abgabe aus der WAK gemessen. Dazu wurden chemische und meßtechnische Methoden entwickelt und in Zusammenarbeit mit der WAK ca. 3 000 ¹²⁹J-Bestimmungen in verschiedenen Probematerialien durchgeführt.

Von den zwischen November 1975 und August 1977 durchgesetzten ¹²⁹J wurden $\geq 99\%$ während der Auflösung in das Abgas freigesetzt. Der in der Speiselösung verbliebene Anteil von $< 1\%$ verteilt sich auf das Konzentrat der hochaktiven Abfalllösung, die mittelaktiven

organischen und wäßrigen Abfalllösungen und die niedrigaktiven Abfalllösungen. Maximal 0,1 bis 0,3 % des ^{129}J -Durchsatzes gelangen mit dem Konzentrat der hochaktiven Abfalllösungen in den Lagerbehälter. Im Lagerbehälter selbst wurden nach 6-jährigem Betrieb der WAK 0,05 % des ^{129}J -Durchsatzes gefunden (Abb. 8/6).

Mit den wäßrigen mittelaktiven Abfalllösungen, den organischen mittelaktiven Abfalllösungen und den niedrigaktiven Abfalllösungen werden im Durchschnitt 0,4 %, 0,3 % und 0,13 % des ^{129}J -Durchsatzes der WAK zur Abwasserreinigung abgegeben. Die wäßrigen Abfälle werden in der Abteilung Dekontaminationsbetriebe destillativ gereinigt. Dabei wird Jod mit einem Dekontaminationsfaktor von ca. 50 zurückgehalten. Die ^{129}J -Abgabe in den Altrhein mit den wäßrigen Abfällen beträgt 0,04 % des ^{129}J -Durchsatzes der WAK. Mit der Abluft der WAK wurden im Durchschnitt 0,5 % des ^{129}J -Durchsatzes abgegeben (Abb.8/7).

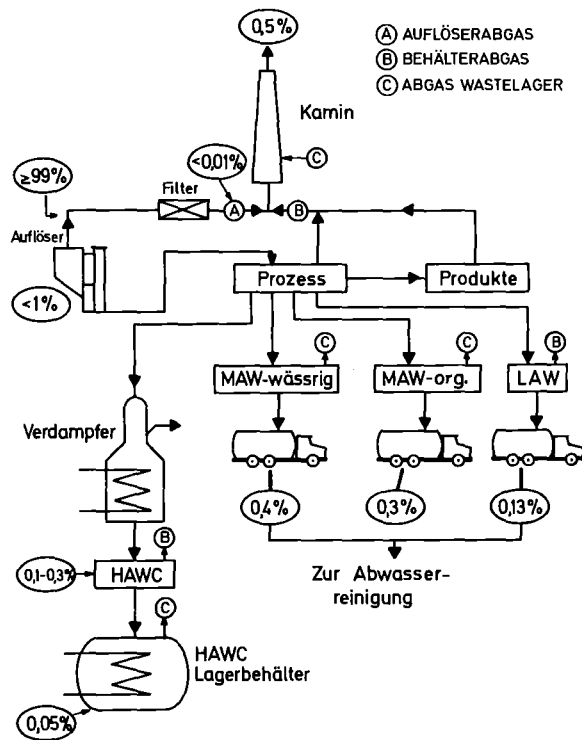


Abb. 8/6: Bilanzierung des ^{129}J -Durchsatzes der WAK. Ein- und Ausgänge von ^{129}J in % des ^{129}J -Durchsatzes der WAK.

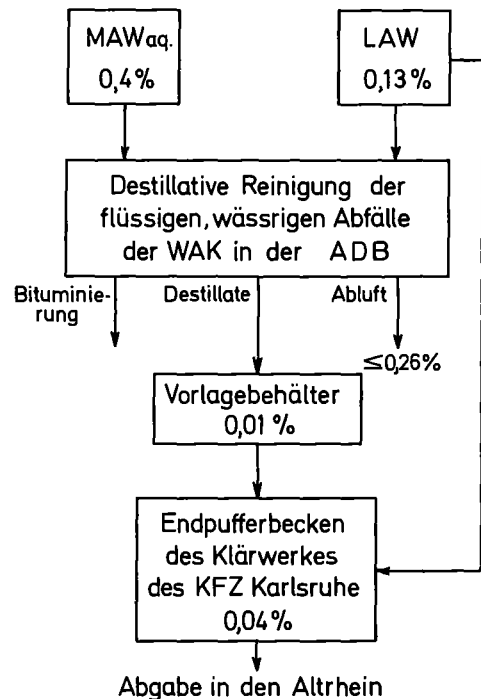


Abb.8/7: Reinigung der mittel- und niederaktiven, wässrigen Abfalllösungen der WAK durch das KFZK. Ein- und Ausgänge von ^{129}J in % des ^{129}J -Durchsatzes durch die WAK.

8.7 Die chemische Zusammensetzung des ^{129}J in der Abluft der WAK

Zwischen Ende Februar 1977 und Anfang Juni 1977 wurde in der Abluft der WAK ein By-Pass-System zur ^{129}J -Probenahme installiert. Die Probenahme erfolgte nach der Vereinigung von Auflöserabgas und Behälterabgas und nach der Aerosolfilterung der Abluft der WAK. Das Probenahmesystem bestand aus einem HNO_3 -beständigen Aerosolfilter, einem NaOH -Wäscher und einer Aktivkohlepatrone. Bei der Prüfung dieses Systems mit ^{127}J und mit $\text{CH}_3^{131}\text{J}$ zeigte sich, daß elementares Jod zu > 99 % im NaOH -Wäscher zurückge-

halten wurde und Methyljodid zu 99 % vom NaOH-Wäscher durchgelassen wurde und dann in der Aktivkohle quantitativ absorbiert wurde. Ein Teil der NaOH-Lösung, die Aktivkohle und das Aerosolfilter wurden mit ^{127}J -Träger versetzt und die Jodfraktion abgetrennt. Durch Neutronenaktivierung, chemische Reinigung der aktivierten Probe und nachfolgende γ -spektrometrische Messung des ^{130}J wurden die einzelnen ^{129}J -Anteile bestimmt. Der anorganisch-gasförmige Anteil, der organisch-gasförmige Anteil und der Aerosolanteil des ^{129}J , der in der Abluft der WAK gemessen wurde, ist in Tab. 8/2 wiedergegeben. Im Mittel darf angesetzt werden, daß 74 % des ^{129}J anorganisch-gasförmig und 24 % organisch-gasförmig sind.

Probenahmedatum		anorganisch gasförmiger Anteil in %	organisch gasförmiger Anteil in %	aerosol- förmiger Anteil in %
von:	bis:			
18.2.	- 21.2.	84,0	14,9	1,0
25.2.	- 4.3.	76,4	23,3	0,4
4.3.	- 11.3.	68,9	30,6	0,4
11.3.	- 18.3.	20,6	-	0,04
18.3.	- 28.3.	> 50,4	-	-
28.3.	- 4.4.	84,7	15,2	0,1
4.4.	- 12.4.	96,7	1,8	1,6
12.4.	- 18.4.	81,4	17,3	1,3
18.4.	- 26.4.	91,3	6,1	2,6
26.4.	- 3.5.	61,2	24,7	14,1
3.5.	- 10.5.	77,2	22,5	0,3
10.5.	- 20.5.	45,6	54,4	0,1
20.5.	- 26.5.	32,6	-	-
26.5.	- 6.6.	60,0	7,4	0,04
6.6.	- 10.6.	50,0	49,7	0,3
Mittelwert		74	24	2

Tab. 8/2: Die chemische Zusammensetzung des ^{129}J in der Abluft der WAK

8.8 Die ^{129}J -Konzentration in Bodenproben aus der Umgebung der WAK

Ende 1975 wurde in das Auflöserabgassystem der WAK ein Jodfilter eingebaut, welches seit diesem Zeitpunkt mit hohem Abscheidegrad funktioniert. Um die zu diesem Zeitpunkt vorhandene Umgebungskontamination zu erfassen, wurde zwischen Februar und April 1976 ein umfangreiches Bodenprobennahmeprogramm durchgeführt. Bodenproben wurden aus der Hauptwindrichtung auf jeweils 5 Strahlen in Abständen von 100 m, 200 m, 500 m und 1, 2, 5, 10 und 20 km genommen. Auf einem ähnlichen Strahl in der Richtung der minimalen Windhäufigkeit wurden ebenfalls Proben genommen. Eine weitere Gruppe von Bodenproben wurde aus einem Kreisring um die WAK von 1 km Radius genommen. Die Bodenprobenahme erfolgte wie unter 8.4 beschrieben. Analysiert wurden Erdproben von 0 bis 5 cm und von 5 bis 20 cm Tiefe. Die Abtrennung des ^{129}J aus 100 g Bodenproben erfolgte durch Auskochen mit einer Na_2CO_3 -Lösung nach Zusatz eines geeigneten Reduktionsmittels und von $^{127}\text{J}^-$ -Träger. Die Reinigung der Jodfraktion erfolgte durch Anionenaustausch, AgJ -Fällung, Abtrennung des Ag^+ als Ag_2S und durch Adsorption des Jodes an 1 g Anionenaustauscher. Nach der Neutronenaktivierung folgt ein Extraktionszyklus. Die gereinigte Jodfraktion wird mit einem $\text{Ge}(\text{Li})$ -Detektor

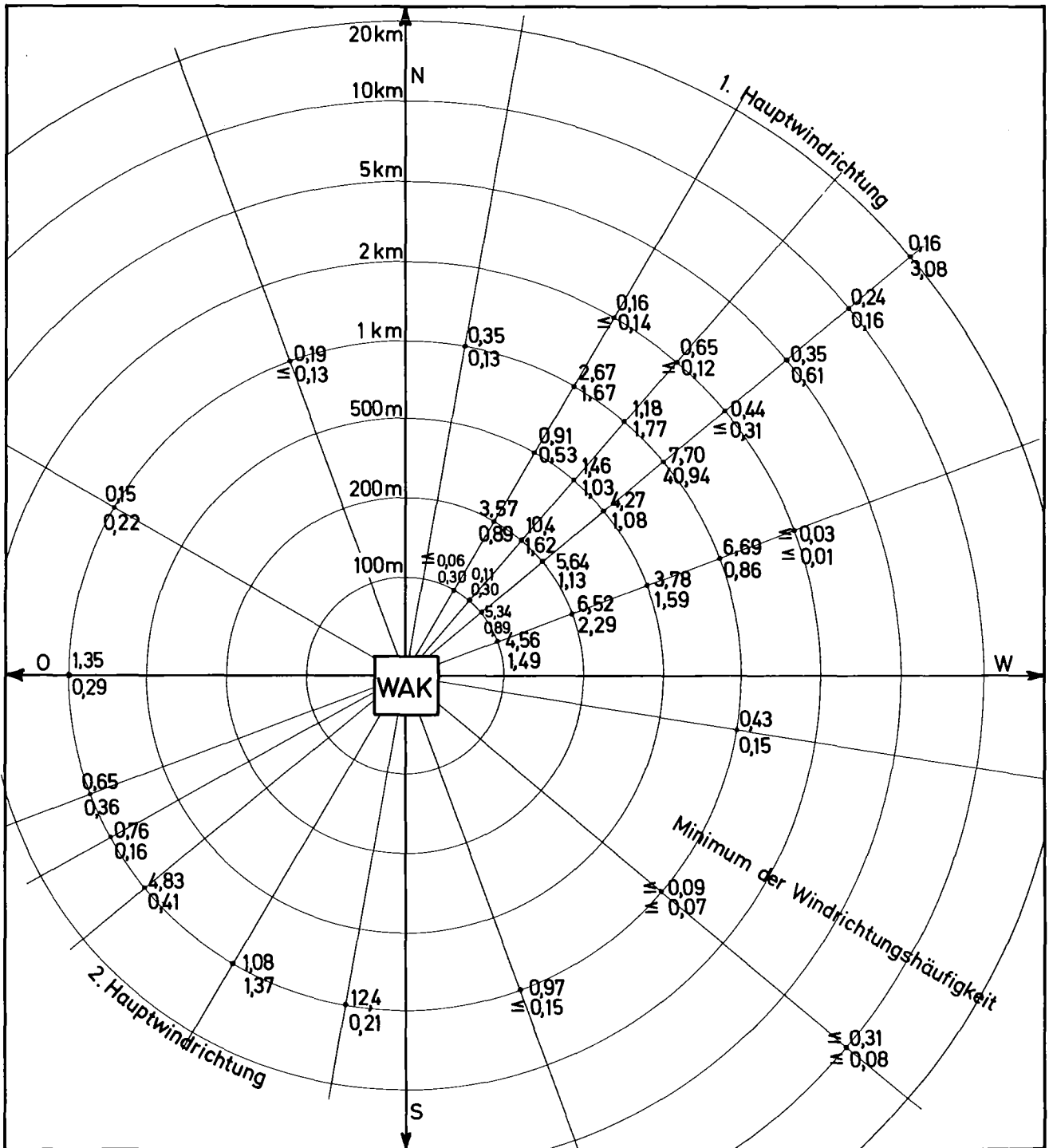


Abb. 8/8: ¹²⁹J-Konzentrationen in Bodenproben aus der Umgebung der WAK.
 Obere Zahl: fCi ¹²⁹J/g Trockensubstanz von 0-5cm. Untere Zahl :
 fCi ¹²⁹J/g Trockensubstanz von 5-20cm. Die Bodenproben wurden
 zwischen Februar und April 1976 genommen.

gemessen. Im allgemeinen erfolgt die Messung der 538 keV-Linie des ^{130}J . Die Auswertung erfolgt durch Vergleich mit Eichproben bekannten ^{129}J -Gehalts. Die Ergebnisse sind in Abb. 8/8 dargestellt.

In den obersten 5 cm der Erdproben wurden ^{129}J -Konzentrationen zwischen $\leq 0,03$ und $12,4$ fCi/g Trockensubstanz gemessen. Die höchsten Kontaminationen wurden in Richtung der höchsten Windhäufigkeiten gemessen. In Richtung des Minimums der Windhäufigkeit lagen die ^{129}J -Konzentrationen ausnahmslos unter der Nachweisgrenze. Die ^{129}J -Konzentrationen in Bodenproben aus der 5-20 cm Schicht sind im allgemeinen kleiner als die aus der 0-5 cm-Schicht.

8.9 Die ^{129}J -Konzentrationen in Ziegenmilch aus der Umgebung der WAK

Seit Mitte 1975 wurde ^{129}J in der Milch von Ziegen aus der Umgebung der WAK gemessen. Ein Milchvolumen von 1 bis 2 Liter wird mit 50 ml Anionenaustauscher nach Zusatz von stabilen Jod-Träger in Kontakt gebracht. Die Reinigung der so abgetrennten Jod-Fraktion wird, wie unter 8.8 beschrieben, durchgeführt. Die Ergebnisse sind in Abb. 8/9 wiedergegeben.

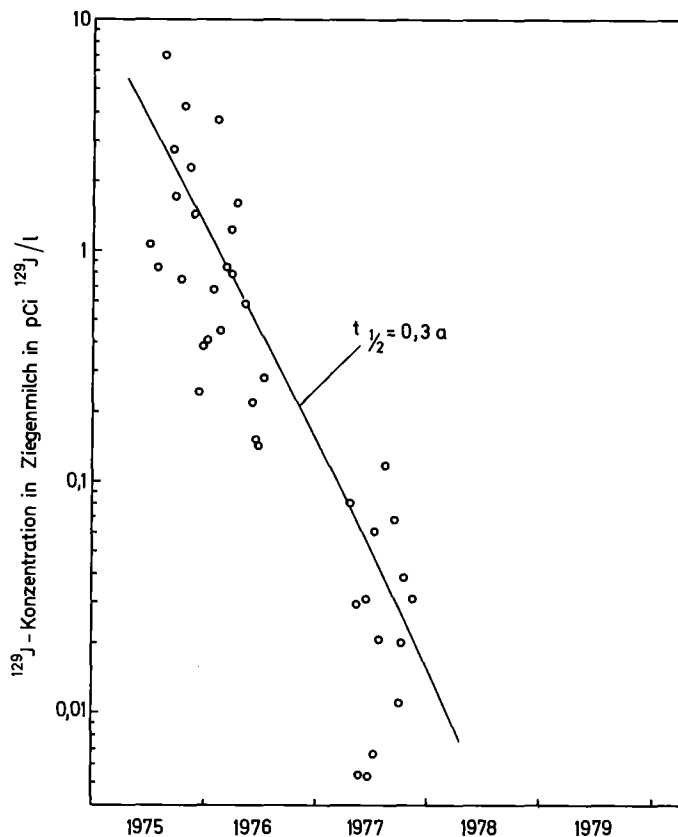


Abb. 8/9 : ^{129}J -Gehalt in Ziegenmilch gewonnen am Hauptbeaufschlagungsraum der Abluftfahne der WAK

Trotz konstanter Emissionsrate von ^{129}J aus der WAK im Bereich von 2-3 mCi/Jahr hat die Konzentration von ^{129}J um ungefähr 2 Größenordnungen abgenommen. Als Ursache dieser Abnahme wird angenommen, daß die ^{129}J -Kontamination des Bodens an der Kontamination der Milch beteiligt ist, und daß eine Abnahme der ^{129}J -Konzentration in der obersten Schicht des Bodens seit dem Einbau eines Jodfilters in das Auflöserabgassystem der WAK erfolgt ist. Um dies zu prüfen wurden 1977 und werden 1978 an den Stellen höchster ^{129}J -Konzentration im Boden weitere Bodenproben genommen. Die Verteilung des ^{129}J mit der Bodentiefe wird zur Zeit gemessen. In jedem Fall liegt die gemessene ^{129}J -Konzentration in Milch wesentlich unter den mit den "Berechnungsgrundlagen" des BMI errechneten ^{129}J -Konzentrationen.

8.10 Die Messung von stabilem Jod in der Umgebungsluft

Die Kenntnis der stabilen ^{127}J -Konzentrationen in der Umgebungsluft ist radioökologisch von zweifacher Bedeutung. Einerseits wirkt stabiles Jod als Verdünnungsmittel für Radiojod; das heißt, daß die maximal mögliche Dosis durch ^{129}J um so kleiner ist, je höher die stabile Jod-Konzentration in der Umwelt ist. Für die Jodversorgung des Menschen spielt dabei die Konzentration in der Umgebungsluft eine wesentliche Rolle. Der zweite Grund für die Bedeutung der stabilen Jodkonzentration in der Umgebungsluft ist folgender: Das Weide-Kuh-Milch-Pfad-Modell berücksichtigt nicht die stabile ^{127}J -Konzentration in der Umwelt. In der Literatur findet man aber ^{127}J -Konzentrationen in der Luft zwischen 1 ng/m^3 und $10 \text{ } \mu\text{g/m}^3$. Sind diese Angaben richtig, ist die Verwendung des Weide-Kuh-Milch-Pfad-Modells in hohem Maße fragwürdig.

1976 wurde eine auf der Neutronenaktivierung beruhende Analysenmethode für ^{127}J in Umgebungsluft entwickelt. Die Methode ermöglicht eine kontinuierliche Probenahme und die getrennte Messung von anorganisch-gasförmigem und Aerosoljod. 1976 wurde mit Messungen in der Umgebung des KfK begonnen. Diese Messungen wurden 1977 fortgesetzt. Außerdem wurden jeweils ca. 3 Monate lang Messungen in Kiel, Stade und Gundremmingen durchgeführt. Messungen im Raum München wurden im Dezember 1977 begonnen. Die Ergebnisse der Messungen werden getrennt nach anorganisch-gasförmigem und Aerosoljod als Mittelwerte der erhaltenen Meßergebnisse in Tab. 8/3 wiedergegeben.

Ort der Probenahme	Probenahme		Jodkonzentrationen in ng/m^3	
	von:	bis:	anorganisch-gasförmig	aerosolförmig
Kiel	13.7.	2.11.	6,1	2,3
Stade	12.7.	1.11.	8,6	2,0
Karlsruhe	18.2.	13.10.	6,2	1,1
Gundremmingen	15.7.	7.11.	6,3	0,7

Tab. 8/3: Die Mittelwerte der Konzentrationen von stabilem Jod in der Umgebungsluft von verschiedenen Orten der Bundesrepublik Deutschland. Die Probenahme erfolgte 1977.

Die Konzentration von stabilem Jod ist im wesentlichen trotz des sehr unterschiedlichen Abstandes der Orte vom Meer konstant. Die Aerosoljodkonzentration nimmt von Norden nach Süden ab. Aus den Ergebnissen darf geschlossen werden, daß das übliche Weide-Kuh-Milch-Pfad-Modell in der Bundesrepublik Deutschland verwendet werden darf.

8.11 Die Messung verschiedener Radionuklide in der Abluft der FERAB und der WAK

Die Überwachung der Abgabe von Aerosolaktivität der FERAB und der WAK erfolgt normalerweise durch die Bestimmung der β - und α -Aktivität der vorhandenen Aerosole. Für die Berechnung der Dosisbelastung der Umgebungsbevölkerung ist die Kenntnis einzelner Radionuklidkonzentrationen unerlässlich, da z.B. ^{90}Sr zu einer höheren Dosisbelastung als ^{106}Ru und ^{238}Pu zu einer höheren Dosisbelastung als Uran führen. Mit der Messung von Einzelradionukliden wie ^{90}Sr , ^{238}Pu , $^{239+240}\text{Pu}$ und den wichtigsten Gammastrahlern wurde auf einzelnen Aerosolfiltern 1974 und 1975 begonnen. Die starken Schwankungen in der Zusammensetzung der Aerosolaktivität waren Anlaß für die Sammlung aller pro Monat bestaubten Abluftfilter der FERAB und der WAK und der Messung der Radionuklide in den so erhaltenen monatlichen Mischproben. Mit der Untersuchung dieser Mischproben wurde in der FERAB 1976 und in der WAK 1977 begonnen.

Von den in der Abluft der FERAB bestaubten Aerosolfiltern wurden je 1/10 der Filterfläche und von den in der Abluft der WAK bestaubten Aerosolfiltern je 1/100 der Filterfläche zur chemischen Aufarbeitung verwendet. Die chemische Aufarbeitung besteht aus einem Flußsäureaufschluss der Glasfaserfilter und einer Lösung des Rückstandes in HNO_3 . Von gemessenen Anteilen der Lösung wird der Gehalt an ^{90}Sr und Plutonium-Isotopen bestimmt. ^{90}Sr wird als SrSO_4 abgetrennt. Nach einer Umfällung in basischer Komplexlösung erfolgt die Reinigung des Sr durch eine $\text{Fe}(\text{OH})_3$ -Fällung, durch eine BaCrO_4 -Fällung und eine weitere SrSO_4 -Fällung. Die Messung erfolgt in einem Methan-Durchflußzähler mit dünnem Fenster. Die chemische Ausbeute wird durch die Messung des am Anfang zugesetzten Sr-Trägers bestimmt.

Die Reinigung der Pu-Isotope erfolgt durch eine LaF_3 -Mitfällung, eine TTA-Extraktion und einen Anionenaustauschschritt. Das durch Electroplating erhaltene Präparat gelangt zur α -Spektrometrie. Die chemische Ausbeute wird durch Zusatz von ^{236}Pu alphaspektrometrisch gemessen. Die verbleibende Probenlösung wird in einem geeichten Gefäß auf einem $\text{Ge}(\text{Li})$ -Detektor gammaspektrometriert. Die Ergebnisse sind in den Tab. 8/4 bis Tab. 8/9 wiedergegeben.

Probenahme 1975	Aktivität in nCi/Aerosolfilter													β
	^{238}Pu	$^{239+240}\text{Pu}$	α	^{90}Sr	^{137}Cs	^{134}Cs	^{125}Sb	$^{106}\text{Ru/Rh}$	^{144}Ce	^{154}Eu	^{155}Eu	^{60}Co		
27.1.	1,6	1,5	2,5	221	132	26	4,9	36	20	1,7	0,60	-	429	
28.1.	17	15	31	586	-	329	8,9	159	211	22	7,9	-	3880	
29.1.	3,1	2,7	137	9300	2920	2030	105	1960	1560	145	51	-	35700	
29.1.	32	30	55	5400	876	177	9,7	85	169	18	5,2	-	25400	
29.1.	1,9	1,8	25	2200	4270	840	52	522	945	24	66	-	4010	
29.1.	3,0	2,8	17	1700	2880	590	380	1370	1270	85	320	-	7840	
29.1.	51	47	84	1170	1510	285	21	53	329	36	14	-	4090	
30.1.	49	45	63	444	575	98	5,4	141	76	13	4,3	-	1940	
31.1.	50	35	165	570	1190	214	6,1	91	175	23	6,5	-	2060	
2.2.	84	71	249	1570	1150	212	17	238	186	24	11	1,1	7120	
4.2.	8,9	7,9	23	600	1090	173	11	150	205	25	10	0,16	3330	
4.2.	129	109	278	1950	2950	413	37	414	434	58	27	0,68	9870	
5.2.	24	20	46	650	956	134	8,2	73	113	17	8,4	0,34	3300	
5.2.	53	51	106	810	1140	145	12	12	180	27	12	0,53	3830	
6.2.	72	63	118	217	328	48	4,3	19	41	6,5	3,0	0,21	1430	
7.2.	59	51	101	1590	1440	263	31	174	183	28	11	4,3	5500	
7.2.	19	6,3	15	280	506	88	12	26	76	12	4,6	0,27	1595	
8.2.	57	51	135	3570	3230	553	108	340	350	65	27	1,7	10300	
8.2.	21	19	58	3450	4550	772	106	35	606	108	51	0,75	10700	
9.2.	4,6	4,4	13	360	680	114	19	38	76	12	6,2	-	2050	
9.2.	27	25	59	80	98	12	1,3	32	13	2,5	1,0	-	590	
10.2.	32	29	66	98	105	18	1,2	9,8	19	2,1	1,1	0,26	629	

Tab. 8/4: α - und β -Aktivitäten und die Aktivitäten wichtiger Radionuklide auf den Aerosolfiltern der WAK-Abluftüberwachung

Radionuklide	Emissionsrate in $\mu\text{Ci}/\text{Monat}$					
	April	Mai	Juni	Juli	August	September
^{238}Pu	410	3,6	172	6,4	26	-
$^{239+240}\text{Pu}$	135	1,3	61	2,6	10	-
α -Aktivität	580	130	380	21	74	127
$^{90}\text{Sr}/^{90}\text{Y}$	3100	108	2840	15	79	790
$^{106}\text{Ru}/^{106}\text{Rh}$	2080	74	1590	101	1180	7800
^{137}Cs	3600	159	3990	23	148	1300
^{134}Cs	1650	74	1440	5,6	63	441
^{144}Ce	2480	97	2070	-	20	306
^{60}Co	2,7	-	3,9	0,66	4,0	39
^{125}Sb	18	-	8,7	224	300	867
^{155}Eu	-	4,5	62	-	-	18
^{154}Eu	153	4,6	120	-	-	33
^{95}Zr	-	-	11	-	2,0	3,0
^{95}Nb	-	-	-	1,3	3,4	7,2
β -Aktivität	54400	2640	32100	704	7370	41500

- : der Meßwert liegt unter der unteren Nachweisgrenze

Tab. 8/5: Die monatlichen Emissionsraten der α - und β -Aerosolaktivität und wichtiger Radionuklide in der Aerosolaktivität in der Abluft der WAK im Jahre 1977

Probenahme 1974 von bis	α in nCi	β in nCi	^{90}Sr in pCi	^{238}Pu in pCi	$^{239+240}\text{Pu}$ in pCi	Wichtige γ -Strahler in nCi
28.6.-1.7.	16	244	263	3,8	4,9	-
1.7.-2.7.	3,5	145	76	5,9	7,6	-
2.7.-3.7.	1,8	179	26	25	56	-
3.7.-4.7.	0,032	10,7	$\leq 3,4$	28	161	$^{106}\text{Ru}/\text{Rh}$: 79
4.7.-5.7.	1,07	145	$\leq 3,8$			^{137}Cs : 37
5.7.-8.7.	0,64	54	$\leq 3,5$			^{134}Cs : 3,4
8.7.-9.7.	0,32	145	$\leq 5,2$	8,6	88	^{137}Cs : 447
9.7.-10.7.	0,18	145	$\leq 4,0$			$^{106}\text{Ru}/\text{Rh}$: 271
10.7.-11.7.	0,26	54	$\leq 6,0$			^{134}Cs : 43
11.7.-12.7.	0,032	540	9,4			$^{110\text{m}}\text{Ag}$: 30
12.7.-15.7.	0,054	43	$\leq 5,0$			^{125}Sb : 8,5

Tab. 8/6: α - und β -Aktivitäten und die Aktivitäten wichtiger Radioisotope auf den Aerosolfiltern der FERAB-Abluftüberwachung

Probenahme		Aktivität in nCi/Aerosolfilter											
1975		²³⁸ Pu	²³⁹⁺²⁴⁰ Pu	α	⁹⁰ Sr	¹³⁷ Cs	¹³⁴ Cs	¹²⁵ Sb	¹⁰⁶ Ru/Rh	^{110m} Ag	⁶⁵ Zn	⁶⁰ Co	β
von	bis												
9.4.-10.4.		0,010	0,011	0,2	0,037	694	46,2	26,2	6,0	0,6	0,2	-	1020
10.4.-11.4.		0,0083	0,027	0,3	0,022	892	59,7	56,4	8,1	1,2	-	-	1000
11.4.-14.4.		0,012	0,028	0,2	0,25	626	42,1	24,5	-	0,91	0,19	-	945
14.4.-15.4.		0,0073	0,011	0,3	≤0,0080	26,5	1,9	7,3	1,0	-	0,29	-	60
15.4.-16.4.		0,0067	0,008	0,1	0,0079	614	42	9,8	8,4	0,55	-	-	750
16.4.-17.4.		0,0046	0,0048	0,2	0,012	546	36,3	7,8	5,5	0,35	0,34	0,2	700
17.4.-18.4.		0,0074	0,013	0,3	0,077	444	31,0	7,3	-	0,81	0,45	-	700
18.4.-21.4.		-	0,053	0,2	0,032	71,0	4,9	9,5	-	0,09	0,26	-	130
21.4.-22.4.		0,0072	0,0040	0,06	0,0076	22,5	1,4	6,7	-	-	-	-	40
22.4.-23.4.		0,0092	0,022	0,1	≤0,015	124	8,2	6,7	-	-	-	-	185
23.4.-24.4.		0,030	0,041	0,2	≤0,014	361	22,7	4,6	4,2	0,74	0,39	-	500
24.4.-25.4.		0,10	0,35	0,3	≤0,018	318	20,5	3,0	5,2	1,0	1,3	0,1	430
25.4.-28.4.		0,037	0,057	0,5	0,87	111,79	10,75	8,18	2,78	0,76	-	-	225
28.4.-29.4.		0,056	0,11	0,5	0,34	4,43	0,45	2,21	1,92	-	-	-	16
30.4.- 2.5.		0,044	0,058	0,07	0,38	4,56	-	444,46	6,54	0,38	-	-	202
2.5.- 5.5.		0,010	0,022	0,2	0,058	952,23	103,48	39,12	58,57	-	-	-	1200
5.5.- 6.5.		0,015	0,029	0,3	0,14	293,20	31,87	16,16	25,79	0,69	1,63	-	370
6.5.- 7.5.		0,043	0,060	0,3	≤0,031	1037,08	108,57	28,07	-	1,21	-	-	1020
7.5.- 9.5.		0,11	0,18	0,2	0,12	944,63	98,66	14,54	25,16	-	-	-	900

Tab. 8/7 α- und β-Aktivitäten und die Aktivitäten wichtiger Radionuklide auf den Aerosol-filtern der FERAB-Abluftüberwachung

Radionuklide	Emissionsrate in µCi/Monat					
	Juli	August	September	Oktober	November	Dezember
²³⁸ Pu	1,4	116	34	1,5	5,5	0,43
²³⁹⁺²⁴⁰ Pu	1,4	69	63	1,7	2,9	8,2
α-Aktivität	7,5	0,7	9,4	11	55	13
⁹⁰ Sr/ ⁹⁰ Y	8,0	3,4	6,0	7,4	4,5	6,1
¹³⁷ Cs	4230	74	3120	6350	3495	2330
¹³⁴ Cs	360	6,7	540	1880	840	380
¹²⁵ Sb	37	30	212	423	510	630
⁶⁰ Co	1,3	10	10	10	9,7	3,4
^{110m} Ag	8,4	-	44	17	15	44
⁶⁵ Zn	18	-	77	67	37	366
⁷⁵ Se	-	-	44	24	-	-
¹⁰⁶ Ru/ ¹⁰⁶ Rh	-	-	218	-	-	-
¹⁴⁴ Ce	-	-	-	-	36	-
β-Aktivität	4200	124	6200	13300	8800	6500

- : der Meßwert liegt unter der unteren Nachweisgrenze

Tab. 8/ 8 : Emissionsraten der α- und β -Aktivität und von verschiedenen Radionukliden in der Abluft der FERAB, 1976

Die α -Aktivität der Abluftaerosole der WAK resultiert im wesentlichen aus der α -Aktivität der Isotope ^{238}Pu und $^{239+240}\text{Pu}$. Die wichtigsten β - und γ -Strahler sind ^{90}Sr , ^{137}Cs , ^{144}Ce , ^{106}Ru und ^{134}Cs . Durch diese und ihre Folgeprodukte werden die gemessenen β -Aktivitäten der Abluftaerosole weitgehend erklärt. Das $^{238}\text{Pu}/^{239+240}\text{Pu}$ -Verhältnis liegt in den älteren Proben bei ca. 1, in den neueren Proben zwischen 2,5 und 3,0. Ursache dieser Verschiebung ist die Auflösung von Brennstoff mit wesentlich höherem Abbrand während der letzten 1 1/2 Jahre. ^{90}Sr ist an der gemessenen β -Aktivität zu 15 % - 50 % beteiligt.

Die α -Aktivität, welche in den Aerosolen der FERAB-Abluft gemessen wurde, wird nur in seltenen Fällen durch die Isotope ^{238}Pu und $^{239+240}\text{Pu}$ erklärt. In einigen Proben wurde ^{210}Po bestimmt. Die gemessenen Konzentrationen von ^{210}Po und der Plutoniumisotope stellen den wesentlichen Teil der α -Aktivität der Abluftaerosole der FERAB. Die identifizierten β -Strahler und ihre Folgeprodukte erklären die gemessene β -Aktivität der Aerosole weitgehend; ^{90}Sr ist an der gemessenen β -Aktivität zu 0,008 % bis 2,7 % beteiligt, im allgemeinen liegt der Anteil von ^{90}Sr wesentlich unter 1 %. Die wichtigsten γ -Strahler sind ^{137}Cs , ^{106}Ru , ^{134}Cs und ^{125}Sb .

Radionuklide	Emissionsrate in $\mu\text{Ci}/\text{Monat}$						
	April	Mai	Juni	Juli	August	September	Oktober
^{238}Pu	0,82	1,0	2,6	46	4,9	5,5	19
$^{239+240}\text{Pu}$	1,2	0,21	2,0	25	2,1	2,0	25
α -Aktivität	26	7,4	20	52	23	102	57
^{90}Sr	2,6	3,7	10	148	2,4	52	100
^{125}Sb	227	240	308	193	361	1870	964
$^{106}\text{Ru}/^{106}\text{Rh}$	177	205	2050	1520	772	3760	2550
^{137}Cs	3980	9490	5160	8370	6300	16100	4170
^{134}Cs	756	1470	591	482	551	1680	436
$^{110\text{m}}\text{Ag}$	-	14	25	10	34	2300	40
^{65}Zn	-	193	75	26	53	143	68
^{60}Co	-	7,8	9,3	9,6	-	68	15
^{154}Eu	-	-	-	7,8	-	-	5,0
^{103}Ru	-	-	-	-	28	299	-
^{57}Co	-	-	-	-	-	28	-
β -Aktivität	31000	37000	37300	17200	21300	17200	7480

- : der Meßwert liegt unter der unteren Nachweisgrenze

Tab. 8/9: Emissionsraten der α - und β -Aktivität und von verschiedenen Radionukliden in der Abluft der FERAB, 1977

8.12 Die Verteilung von ^{90}Sr zwischen Erde und pflanzlichen Nahrungsmitteln

Der Verteilungskoeffizient von 0,32 für ^{90}Sr zwischen Erde und Blattgemüse, wie er im "Oberrhein-Gutachten" der Gesellschaft für Reaktorsicherheit verwendet wird, erschien zu hoch. Bei einer Literaturrecherche wurde festgestellt, daß für die meisten Blattgemüsesorten keine ausreichenden Daten zur Bestimmung der Strontiumverteilungsfaktoren vorliegen. Es wurde daher geprüft, ob die Strontiumverteilungskoeffizienten über die Kalziumverteilungskoeffizienten berechnet werden dürfen, da Kalzium sich chemisch sehr ähnlich wie Strontium verhält und für Kalzium genügend Daten vorliegen. Ein Literaturvergleich zeigte, daß das $^{90}\text{Sr}/\text{Ca}$ -Verhältnis in den Pflanzen gleich ist dem $^{90}\text{Sr}/\text{Ca}$ -Verhältnis im Boden. Treten Abweichungen auf, handelt es sich um eine Diskriminierung von Strontium gegenüber Kalzium.

Wegen dieser Übereinstimmung wurden die Kalziumgehalte der wichtigsten pflanzlichen Nahrungsmittel beschafft. Die in der Literatur angegebenen Strontiumverteilungskoeffizienten wurden mit den aus dem Kalziumgehalt des Bodens und der Pflanzen berechneten Kalziumverteilungskoeffizienten verglichen. Sie stimmten im weiten Bereich überein; bei extrem niedrigen Kalziumgehalten des Bodens sind die Kalziumverteilungskoeffizienten um die Faktoren 2 bis 5 zu hoch. Setzt man diese Werte für die Strontiumverteilung ein, dann sind die berechneten Dosen höher als die wirklich zu erwartenden Dosen.

Mit dem Kalziumgehalt des Bodens im Hardtwald und dem mittleren pro-Kopf-Verbrauch einzelner pflanzlicher Lebensmittel wurden für die Umgebung der WAK die zu erwartenden ^{90}Sr -Verteilungskoeffizienten für Blattgemüse und andere pflanzliche Nahrungsmittel (Kartoffeln, Getreide usw.) berechnet. Die Werte betragen 0,02 für Blattgemüse und 0,013 für den Rest. Der Wert aus dem "Oberrhein-Gutachten" von 0,32 ist daher um den Faktor 16 zu hoch (detaillierte Darstellung in ASS-Bericht Nr. ASS/364/04, August 1977).

9. Spaltstoffflußkontrolle

9.1 Beginn der IAE0/Euratom-Kontrollen in kerntechnischen Anlagen der Bundesrepublik Deutschland

Chr. Brückner

Seit Februar 1977 ist das zwischen der IAE0, Euratom und sieben Mitgliedstaaten der Europäischen Gemeinschaft abgeschlossene Übereinkommen vom 5. April 1973 (Verifikationsabkommen) in Kraft. Nunmehr hat die IAE0 begonnen, Inspektionen in bundesdeutschen Anlagen durchzuführen und mit Euratom die anlagenspezifischen Anhänge, d.h. die Einzelheiten der Überwachungsmaßnahmen für die Anlagen, auszuarbeiten.

Die Inspektionen umfaßten Prüfungen der "design informations" und ad-hoc-Inspektionen des sogenannten Anfangsberichts, d.h. der von Euratom gemeldeten Kernmaterialbestände beim Inkrafttreten des Verifikationsabkommens. Sie fanden in allen wesentlichen kerntechnischen Anlagen, Fabriktionsanlagen, Leistungsreaktoren, der Wiederaufarbeitungsanlage und den Forschungszentren statt. Folgende Feststellungen erscheinen bemerkenswert:

1. Die IAE0-Kontrollen sollen in aller Regel gemeinsam mit Euratom-Inspektionen durchgeführt werden. Die IAE0-Inspektoren machen jedoch deutlich, daß sie keine Feststellungen Euratoms übernehmen, sondern in jedem Fall eigene Feststellungen treffen werden.
2. Von seiten der IAE0 wird auf die Notwendigkeit verwiesen, eine Reihe grundlegender Forderungen zu beachten:
 - die rechtzeitige Bereitstellung von Aufstellungen des realen Bestands als wesentliche Unterlagen für Bestandsprüfungen einschließlich der Auswahl von Proben,
 - Sicherstellung, daß alle Kernmaterialchargen unabhängig vom Aufenthaltsort und von der Materialmenge vom Betreiber vorgewiesen und von den Überwachungsbehörden stichprobenweise ausgewählt und ausgemessen werden können,
 - Sicherstellung, daß Material innerhalb der Anlage, aber auch von anderen Anlagen, zur Inventur nicht "ausgeliehen" werden kann,
 - Sicherstellung, daß die Chargendaten in der Bestandsliste reale Werte und keine Buchwerte sind, d.h., aus Messungen oder Schätzungen stammen und nicht aus Eingangs - Ausgangs - Differenzbildungen. Dies bedeutet, daß buchmäßig vorhandenes, aber nicht durch Messungen ausgewiesenes und prüfbares Material als "material unaccounted for", MUF, anzusehen ist.

Insbesondere unter Hinweis auf den letztgenannten Punkt lassen IAE0-Inspektoren durchblicken, daß die IAE0 das Euratom-Kontrollsystem in jetziger Form nicht als den IAE0-Anforderungen genügend betrachten könne.

3. An einzelnen Anlagen kommt es zu Konflikten zwischen den beiden Überwachungsbehörden. An der Wiederaufarbeitungsanlage z.B., an der die Erstinventur wenige Wochen vor dem Abfahren der Anlage stattfindet, sieht die IAE0 eine Bestandsprüfung in drei Schritten vor:
 - eine Bestandsprüfung zum Zeitpunkt des Besuchs, soweit möglich
 - eine Prüfung aller nachfolgenden Bestandsänderungen,
 - eine restliche Bestandsprüfung nach Abfahren und Ausräumen der Anlage.

Die Prüfung der Bestandsänderungen - praktische Abtransporte - soll durch Beobachtung von routinemäßig dabei durchgeführten Inspektionstätigkeiten Euratoms und eigene Probenahme erfolgen. Die Euratom-Inspektoren erklären jedoch, daß eine Beobachtung ihrer Routineinspektionen zur Zeit nicht zu den Rechten der IAE0 gehört, sondern erst in einem "Anlagespezifischen Anhang" festgelegt werden müsse.

Die Probleme bei der Einführung der Kernmaterialüberwachung nach dem Verifikationsabkommen, insbesondere die zwischen IAE0 und Euratom, werden auch an den Verhandlungen der "Anlagespezifischen Anhänge" deutlich.

Zunächst ist festzuhalten, daß die Verhandlungen praktisch bei Null begannen. Die IAE0 begründet das Abweichen von bisher verfolgten Konzepten - wie sie noch bei den vier Jahre lang für bestimmte Musteranlagen triebenen Verhandlungen und Diskussionen eine Rolle spielten - mit der veränderten politischen Situation und veränderten technischen Voraussetzungen. Zu letzterem wird gezählt, daß das ständige Siegel für LWR-Brennelemente noch nicht anwendungsreif existiert.

Bis heute sind Entwürfe von "Anlagenspezifischen Anhängen" für die Wiederaufarbeitungsanlage sowie, noch nicht voll ausgearbeitet, für leichtwassergekühlte Leistungsreaktoren bekannt. Generell erscheint in beiden Fällen folgendes bemerkenswert:

1. Die IAE0 geht davon aus, daß Euratom keine andere Rolle als die einer nationalen Behörde zukommt. Sie will ihre Feststellungen in jedem Falle unabhängig treffen und nicht durch stichprobenweise Überprüfung der Inspektionsergebnisse Euratoms. Da Euratom andererseits das Recht auf unabhängige Inspektion aufgrund der Römischen Verträge in Anspruch nimmt, sind Doppelkontrollen die Folge. Die Bildung gemeinsamer Inspektionsteams bringt, wie ein Beispiel zeigt, gegenwärtig keine ausreichende Veränderung dieser Sachlage.
2. Die IAE0 hat bei der Verhandlung der "Anlagenspezifischen Anhänge" einen neuen grundlegenden Begriff eingeführt, nämlich den der Entdeckungszeit (detection time). Die Entdeckungszeit gibt den Zeitraum zwischen zwei Feststellungen der IAE0 und damit die maximale Zeit an, die zwischen einer möglichen Kernmaterialabzweigung und ihrer Aufdeckung verstreichen kann. Der Begriff knüpft an die Forderung im Verifikationsabkommen nach einer "rechtzeitigen Entdeckung der Abzweigung signifikanter Mengen von Kernmaterial" an, die allerdings sowohl dort wie auch in den "Ergänzenden Abmachungen" nicht quantifiziert wurden, es sei denn, man nimmt, wie bisher auch innerhalb des Projektes Spaltstoffflußkontrolle im Kernforschungszentrum Karlsruhe geschehen, die in den "Ergänzenden Abmachungen" angegebenen Richtwerte für Häufigkeiten von Bestandsprüfungen als Inverse der Entdeckungszeiten an. Die von der IAE0 heute mit dem Begriff "Entdeckungszeit" verknüpften Zeiträume sind jedoch in jedem Fall wesentlich kürzer als die erwähnten Zeitabstände zwischen Bestandsprüfungen und stellen insoweit eine Verschärfung der IAE0-Forderungen dar. Zur Erfüllung der Forderungen sind im wesentlichen drei Maßnahmen vorgesehen:

- die Beobachtung von Betriebsvorgängen durch Inspektoren,
- der verstärkte Einsatz von Kameras und TV-Systemen zum gleichen Zweck,
- die verstärkte Sammlung und Auswertung von Betriebsinformationen.

Insgesamt ist die Konsequenz, daß in immer stärkerem Maße die Anlagenüberwachung an die Stelle der Spaltstoffflußkontrolle an strategischen Punkten tritt.

Im folgenden sollen einige Beispiele genannt werden: Der Entwurf des "Anlagenspezifischen Anhangs" für die Wiederaufarbeitungsanlage sieht unter anderem eine jeweils an 100 % des Materials durchgeführte Überwachung der Eingänge im Accountability-Tank, der Produktausgänge in Transportbehältern und - bei Bestandsprüfungen - des Bestandes in diversen Tanks vor. Die Probenahmeverfahren werden vom gemeinsamen Team überwacht, Proben zur Analyse übernommen, jedoch sowohl von IAE0 wie auch von Euratom - eine Probenahme also von 2 x 100 %. Kamerasysteme sollen an der Übernahmeposition für angelieferte Brennelemente am Lagerbecken, an der Head-Zelle, der Abfüllstation und in Lagerbereichen aufgestellt werden. Das gemeinsame Team hat unter anderem den Transfer von Elementen in die Schneidzelle und der Brennstabstücke in den Dissolver sowie das Einbetonieren der Hülsen zu überwachen. Eine Inventur ist entsprechend den "Ergänzenden Abmachungen" 2 mal pro Jahr vorgesehen. Jedoch will die IAE0 ermöglicht sehen, bezüglich Plutonium alle 10 Tage Feststellungen über die Kernmaterialmengen in der Anlage zu treffen. Dies soll durch Sammlung und Auswertung noch nicht näher spezifizierter Betriebsdaten geschehen. Die geforderte Entdeckungszeit beträgt demnach 10 Tage.

Über die "Anlagenspezifischen Anhänge" für LWR liegen Informationen vor, die das folgende Bild ergeben: Bei der LWR-Überwachung kommt der optischen Überwachung mit Videosystemen große Bedeutung zu. Die IAE0 macht dabei deutlich, daß die gesamte Reaktorhalle einschließlich Lagerbecken und Reaktorgrube bzw. - Deckel sowie alle Stellen, durch die Kernmaterial aus dem Hallenbereich abtransportiert werden könnte, erfaßt werden sollen.

Die IAE0 geht von einer Inventur pro Jahr, jedoch von einer Entdeckungszeit von zwei Monaten aus. Sie soll mittels der TV-Überwachung durch Auswertung der Videobänder im Zweimonatsabstand erreicht werden. Die Vorstellungen Euratoms gehen dahin, die Bänder beim Betreiber nur durch eigene Inspektoren einsetzen und entnehmen zu lassen. Die Auswertung soll durch Inspektoren beider Behörden in Luxemburg erfolgen. Auf diese Weise wäre erreicht, daß der Inspektionsaufwand der IAE0 bei den Betreibern entsprechend den "Ergänzenden Abmachungen" niedriger liegt als der Euratoms. Die IAE0 wird dem Vernehmen nach einer solchen Regelung zustimmen, sofern die Bandkassetten von IAE0-Inspektoren versiegelt und entsiegelt werden. Das eigentliche Bestreben der IAE0 geht jedoch unzweifelbar dahin, ihre eigenen Inspektoren alle zwei Monate in die Anlagen entsenden zu können. Die für ein solches Verfahren von der IAE0 angeführten Argumente dürften das Interesse der Betreiber finden: Verbleib der Bandaufzeichnungen in den Anlagen und direkte Klärung von Fragen bei der Bandauswertung mit dem Betreiber.

Auch hier also sind die Betreiber von den Problemen im gegenseitigen Rollenverständnis von Euratom und IAE0 direkt betroffen.

9.2 Zur Kernmaterialüberwachung an Siemens-Unterrichtsreaktoren (SUR)

Chr. Brückner

9.2.1 Kurze Beschreibung des Aufbaus eines Siemens-Unterrichtsreaktors

Ein Siemens-Unterrichtsreaktor ist ein thermischer Nulleistungsreaktor, der Uranoxid U_3O_8 mit auf rund 20 % angereichertem Uran als Brennstoff, Hochdruck-Polyäthylen als Moderator und Graphit als Reflektor besitzt. Brennstoff und Moderator sind homogen gemischt und zu Platten gepreßt, die aufeinandergeschichtet das zylindrische Core bilden, dessen Durchmesser 24 cm und dessen Höhe etwa 26 cm beträgt. Das Core wird nach allen Seiten von dem Graphitreflektor umgeben, der teilweise innerhalb, teilweise auch außerhalb eines als Reaktorkessel bezeichneten Gehäuses angebracht ist. Die Anordnung, mit Blei als "innere" Abschirmung umgeben, steht in einem mit Borwasser als "äußeres" Abschirmmaterial gefüllten Ringtank, nach oben hin ist, ebenfalls seitlich vom Ringtank umschlossen, eine Aluminiumwanne mit einer thermischen Kolonne aus Graphit aufgesetzt. Das Core ist zur Hälfte fest im Reaktorkessel eingebaut, die andere, untere Hälfte kann mit einem unterhalb des Reaktorkessels befestigten Kernhubwerks senkrecht verfahren werden. Die Reaktorsteuerung erfolgt mit am Reaktorkessel angeordneten Regelplatten. Experimentierkanäle führen horizontal und vertikal in den Reflektor, ein zentraler Experimentierkanal horizontal in die Mitte des Cores.

9.2.2 Zugänglichkeit des Kernmaterials

Die Entnahme der oberen Corehälfte setzt voraus, daß die thermische Kolonne samt Wanne und der Oberteil der Bleiabschirmung ausgebaut, der Deckel des Reaktorkessels abgenommen und Teile des Graphitreflektors entfernt werden. Die untere Corehälfte ist praktisch nur im Zuge einer Demontage der gesamten Einbauten des Reaktorkessels zugänglich.

Ein Öffnen des Reaktors ist betriebsmäßig nicht erforderlich, sondern allenfalls in seltenen Ausnahmefällen (Reparaturen) notwendig. Es bedingt dann einen erheblichen technischen und - im Zuge der staatlichen Sicherheitsüberwachung - administrativen Aufwand.

9.2.3 Kernmaterialeinsatz

Die kritische Masse eines SUR, zu der ein relativ geringer Kernmaterialzusatz zur Sicherstellung der zum Betrieb erforderlichen Überschußreaktivität kommt, und damit der Kernmaterialeinsatz insgesamt, schwanken natürlicherweise von Aufbau zu Aufbau.

Beispiele:

kritische Masse nach dem Sicherheitsbericht für den SUR Furtwangen	701,4 g U-235
tatsächlicher Spaltstoffeinsatz am SUR Furtwangen	683,56g U-235
tatsächlicher Spaltstoffeinsatz am SUR des KfK	664,6 g U-235

Man wird den Kernmaterialeinsatz demnach mit 680 g U-235 ± 5 % angeben können, das entspricht bei einem Anreicherungsgrad von rund 20 % (genau: 19,86 %) 3420 g U ± 5 % beziehungsweise 135 g_{eff} ± 5 % (± 7 g_{eff}). Die Tab. 9/1, in der die kleinsten kritischen Massen für homogene Uran-Wasser-Systeme (Kugelgeometrie) mit verschiedenen Anreicherungen bzw. mit U-235 zusammengestellt sind, zeigt, daß der Kernmaterialeinsatz eines SUR recht gut mit der kleinsten kritischen Masse einer entsprechenden graphitreflektierten homogenen Uran-Wasser-Anordnung übereinstimmt (600 g für eine graphitrefl. U-235-Wasser-Anordnung, erhöht um ca. 20 % wegen des niedrigeren Anreicherungsgrades von 20 %).

Kernmaterial	Reflektor	kleinste kritische Masse
U, 20 % anger.	H ₂ O, voll refl.	1000 g U-235
U, 93 % anger.		790 g U-235
U-235	H ₂ O, 30 cm	800 g U-235
	Graphit, 100 cm	600 g U-235
	D ₂ O, 100 cm	480 g U-235
	Be, 50 cm	290 g U-235 (± 40g)

Tab. 9/1: Kleinste kritische Massen für verschiedene homogene Uran-Wasser-Anordnungen in Kugelgeometrie, reflektiert

9.2.4 Abzweigungsstrategien

Es soll die Frage untersucht werden, ob und in welchem Umfang Kernmaterial aus einem SUR abgezweigt werden kann, ohne daß die Fähigkeit, ihn kritisch zu fahren, verlorengeht.

Da der Kernmaterialeinsatz in etwa gleich der minimalen kritischen Masse der regulären Anordnung ist, steht von vornherein fest, daß eine Abzweigung ohne weitgehende Änderungen an der Anordnung nicht erfolgen kann. Die mit solchen Änderungen möglichen Abzweigungen abzuschätzen, gestattet ein Vergleich der Werte aus der Tabelle 9/1:

Abzweigungsstrategie 1: Einbau von hochangereichertem Uran (93 % anger.) als Brennstoff anstelle des 20 % anger. Urans ermöglicht den relativen Gewinn von rd. 20 % des U-235, das sind rd. 140 g U-235 (enthalten in zu 20 % angereichertem Uran).

Abzweigungsstrategie 2: Einbau eines D₂O-Reflektors anstelle des Graphitreflektors verringern den zum Kritischfahren notwendigen Kernmaterialeinsatz um rd. 20 % des U-235, das sind rd. 140 g U-235 (enthalten in zu 20 % angereichertem Uran).

Abzweigungsstrategie 3: Einbau eines Beryllium-Reflektors verringert den erforderlichen Kernmaterialeinsatz, d.h. ermöglicht die Abzweigung um rd. 50 % des U-235, das sind rd. 340 g U-235.

Die Abzweigungsstrategie 1 ist unsinnig, da strategisch höherwertiges Material (rd. 560 g U, 93 % anger. = 524 g_{eff}), anstelle strategisch niederwertigen Materials (rd. 3400 g U, 20 % anger. = 136 g_{eff}), eingesetzt werden müßte, um 700 g U, 20 % anger. = 28 g_{eff} abzuzweigen. Einer Abzweigung nach der Strategie 2 stehen technische Schwierigkeiten entgegen (D₂O-Reflektor). Als betrachtenswert erscheint lediglich die letztgenannte Strategie, durch Einbau eines Berylliumreflektors anstelle des Graphits den Spaltstoffeinsatz zu halbieren und damit rd. 1700 g U, 20 % anger. = 68 g_{eff} abzuzweigen. Auch in diesem Fall jedoch ist die abzweigbare Menge an Kernmaterial vergleichsweise unbedeutend.

9.2.5 Durchführung der Kernmaterialüberwachung

Die Kernmaterialüberwachung besteht an einem SUR im Prinzip darin, daß die Überwachungsbehörden sich in angemessenen Zeitabständen (1 Jahr oder mehr) des unverändert vorhandenen Kernmaterialbestands vergewissern. Für die Bestandsverifikation können nach den Gegebenheiten an diesem Reaktor zwei Techniken alternativ erwogen werden:

- Versiegelung an der Wanne für die thermische Kolonne, so daß die Wanne ohne Siegelbruch nicht entfernt werden kann, und Bestandsverifikation durch Siegelprüfung,
- Bestandsnachweis durch Kritischfahren des Reaktors.

Die erstgenannte Methode hat den Vorteil, daß eine bekannte und oft angewendete Technik genutzt wird. Der Nachteil ist, daß das Siegel, das jederzeit prüfbar sein müßte, Beschädigungen beim Experimentierbetrieb auf der thermischen Kolonne ausgesetzt wäre und an Reaktoren, an denen der Ausbau der Wanne im Zuge von Experimenten zulässig ist, diesen Ausbau behindern würde.

Das Kritischfahren stellt eine ohne weitere Hilfsmittel durchführbare Bestandsnachweismethode dar, mit der wegen der geringen Abweichungen zwischen Kernmaterialeinsatz und kleinster kritischer Masse das Inventar mit hoher Genauigkeit (schätzungsweise 5 %) nachgewiesen werden kann. Selbst bei Unterstellung einer Kernmaterialabzweigung nach Umbau des Reflektors, wie in Abschn.9.2.4 dargelegt, bleibt nach dieser Methode die Unsicherheit in der Aussage über den Bestand unter 70 g_{eff}. Der Nachweis, daß das Kritischfahren nicht simuliert wird, kann durch Einführen eines Absorbers in den zentralen Experimentierkanal und die Aufnahme der dadurch verursachten Leistungsänderung geführt werden. Eine noch einfachere Methode ist das Verfahren der Neutronenquelle, das, je nach der Quellenstärke, das heißt dem Überwiegen der Neutronenerzeugung oder der Neutronenabsorption im Quellenkörper, zu positiven oder negativen Leistungsänderungen führt.

Selbstverständlich wird mit der Methode des Kritischfahrens - wie im übrigen auch mit dem Versiegeln der Wanne - das Coreinventar als ein Ganzes erfaßt, ohne Differenzierung nach Brennstoffplatten.

9.3 Entwurf und Aufbau eines Kamerasystems zum Einsatz bei der Spaltstoffflußkontrolle

K.H. Pfeffer, Chr. Brückner

Einleitung

Bei der Spaltstoffflußkontrolle in kerntechnischen Anlagen, wie sie von den Überwachungsbehörden IAEA und EURATOM durchgeführt wird, hat, neben der Versiegelung, die apparative Beobachtung eine wesentliche Bedeutung als ergänzende Maßnahme zur Spaltstoffbilanzierung. Die apparative Beobachtung soll daher im allgemeinen den Nachweis ermöglichen, daß in einer Anlage oder einem Anlagenteil oder an einem strategischen Punkt in dieser Anlage keine irregulären Manipulationen am Kernmaterial vorgenommen wurden, die eine Kernmaterialabzweigung bedeuten könnten. Sie ersetzt die visuelle Überwachung durch Inspektoren und kann, so wie diese visuelle Überwachung, Messungen am Kernmaterial zum Zweck des Bestands- oder Bestandsänderungsnachweis überflüssig machen.

Aufgabenstellung für das Kamerasystem

Der Entwurf zielt auf den kostengünstigen Aufbau eines Kamerasystems mit Super-8-Filmkamera unter weitgehender Verwendung industriell gefertigter marktgängiger Komponenten ab. Die Aufgabenstellung orientiert sich einerseits an den Erfahrungen, die bei Demonstrationsexperimenten mit Kameras in einer Reaktoranlage gewonnen werden konnten, andererseits an Überwachungszielen, die auf seiten der Behörden IAEA und Euratom bestehen.

Das Kamerasystem soll sowohl bezüglich der Filmkapazität wie auch der Energiereserve in der Lage sein, 6 Monate lang autark zu arbeiten, bei einer Bildfrequenz, in Einzelbildschaltung, von mindestens 10 Bildern pro Stunde. Das Belichtungssystem der Kamera soll sich automatisch den Lichtverhältnissen in dem Bereich anpassen können, in dem sich üblicherweise in den Räumen kerntechnischer Anlagen, die für eine ständige Arbeit vorgesehen sind, sowie außen an Türen, die auch nachts betriebsüblich beleuchtet werden, die Lichtverhältnisse verändern.

Die Kamera soll in Einzelbildauslösung mit verändert wählbarer Frequenz arbeiten, und zwar umschaltbar mit konstanten Zeitintervallen und pseudorandom. Der Frequenzbereich wird zunächst entsprechend den Erfahrungen aus Vorversuchen in einer Reaktoranlage auf 2/Stunde bis 10/Stunden festgelegt. Es wird gefordert, daß die Pseudorandomfolge freigestellt werden kann und auf jeden Fall länger ist, als es dem für den autarken Betrieb der Kamera zugrundegelegte Zeitbereich von einem halben Jahr entspricht, so daß ausgeschlossen bleibt, daß die Erzeugung der Pseudorandomfolge von Unberechtigten rekonstruiert werden kann. Alle für die Einstellung der Auslösungsfrequenz bzw. -folge notwendigen Schalter sollen nur Berechtigten zugänglich sein.

Für die Kennzeichnung der Bilder wird die Einblendung des Datums vorgesehen. Zusätzlich sollen die Bilder bei ihrer Belichtung mit pseudorandom erzeugten Nummern versehen werden, deren Erzeugung durch Wählbarkeit der Pseudorandomfolge, entsprechend großer Länge der Folge und Verschluß aller Einstellungselemente verfälschungs- bzw. reproduktionssicher sein soll.

Den bereits geschilderten sowie weiteren Sicherungsmaßnahmen am Kamerasystem wird das im folgenden beschriebene Konzept zugrundegelegt:

Es wird angenommen, daß das System beim Betreiber von den Überwachungsbehörden Euratom und IAEA aufgestellt wird, und zwar so, daß ein nichtentdeckbarer Zugriff durch den Betreiber nicht möglich ist. Dazu soll das System in eine zu versiegelnde Kapsel eingebaut werden. Ebenfalls zu versiegeln ist die Halterung der Kapsel am Aufstellungsort.

Die Zugriffsmöglichkeit Euratoms soll auf die Filmkassette und die Stromversorgung beschränkt sein. Es wird gefordert, daß die Filmkassetten von Euratom ausgewechselt, die Filme jedoch auch von Euratom ohne irreversible Schäden an den Kassetten oder an Siegeln nicht entnommen, rückgespult oder anderweitig manipuliert werden können.

Es wird schließlich die Annahme zugrundegelegt, daß der Zugriff zu den Einrichtungen des Systems, mit denen die Bildfrequenz und Art der Bildfolge sowie die Erzeugung und Einblendung von Datum und Bildkennzeichnungsnummernfolgen, der IAEA vorbehalten ist. Die Kennzeichnungsnummernfolge auf einem Film kann der IAEA auf diese Weise sicher anzeigen, daß der Film in einer bestimmten Kamera belichtet wurde, und schafft so Unabhängigkeit davon, ob die Kassetten von IAEA oder EURATOM ausgewechselt werden.

Zur Sicherung gegen eine Überlistungsstrategie, bei der der Kamera auf einer vorgestellten Leinwand Informationen vorgespielt werden, ist Abtastung des Bildfeldes mit Ultraschall o.ä. und Aufzeichnung von Informationen über Störungen auf den Bildern vorgesehen.

Entwurf und Aufbau

Den Aufbau des Gesamtsystems einer Überwachungs-Kamera zeigt Abbildung 9/1.

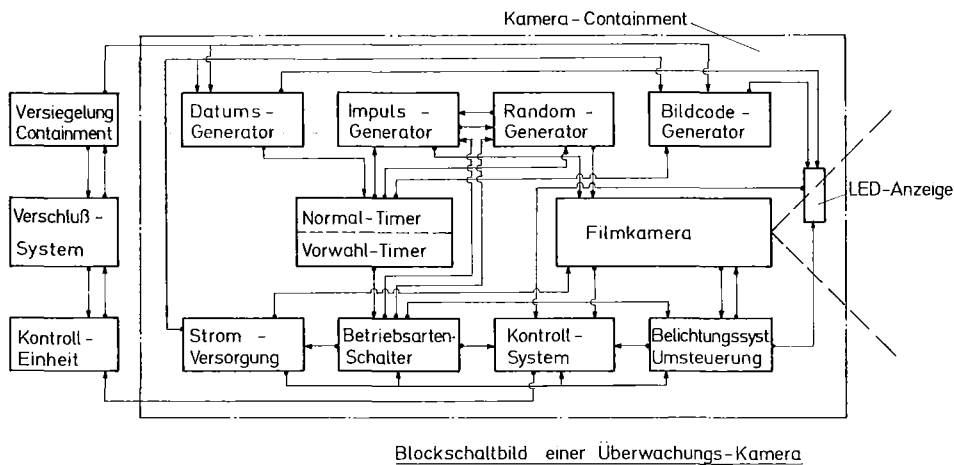


Abb. 9/1: Aufbau des Gesamtsystems einer Überwachungskamera

In einem verschließ- und versiegelbaren Gehäuse aus Metall mit einem an einer Sternseite eingebauten Fenster, dem Kamera-Containment, ist eine handelsübliche, leicht modifizierte Super-8-Filmkamera eingebaut. Diese auf Einzelbildbetrieb eingestellte Kamera wird durch ebenfalls in diesem Gehäuse eingebaute Funktions- und Kontrolleinheiten gesteuert.

Die in diesem System verwendete modifizierte Eumig 880 PMA Filmkamera zeichnet sich durch folgende Eigenschaften aus:

1. Durch Erweiterung des ausnutzbaren Film-Empfindlichkeitsbereichs bis auf 400 ASA und der möglichen Langzeitbelichtung ist der Einsatz unter Beleuchtungsverhältnissen von Lichtwert 14 bis Lichtwert -4 möglich (s. Abb. 9/2).
2. Die Möglichkeit der Verwendung einer größeren ca. 60 Meter Film fassenden Kassette anstatt der normalen 15-Meter-Kassette (Abb. 9/3) gestattet eine 4 mal längere Überwachungsperiode bei gleicher Bildfolgezeiten (Tab. 9/2).

Aufnahmebedingungen	Aufnahmevermögen			
	15 m Kassette		61 m Kassette	
	Stunden	Tage	Stunden	Tage
60	60	2,5	241	10
40	90	3,75	362	15
30	121	5	482	20
20	181	7,5	723	30
15	241	10	965	40
10	362	15	1447	60
6	603	25	2412	100
3	1206	50	4823	201

Tab. 9/2: Aufnahmekapazität von 15 m- und 61 m-Super-8-Filmkassetten (gerundete Werte)

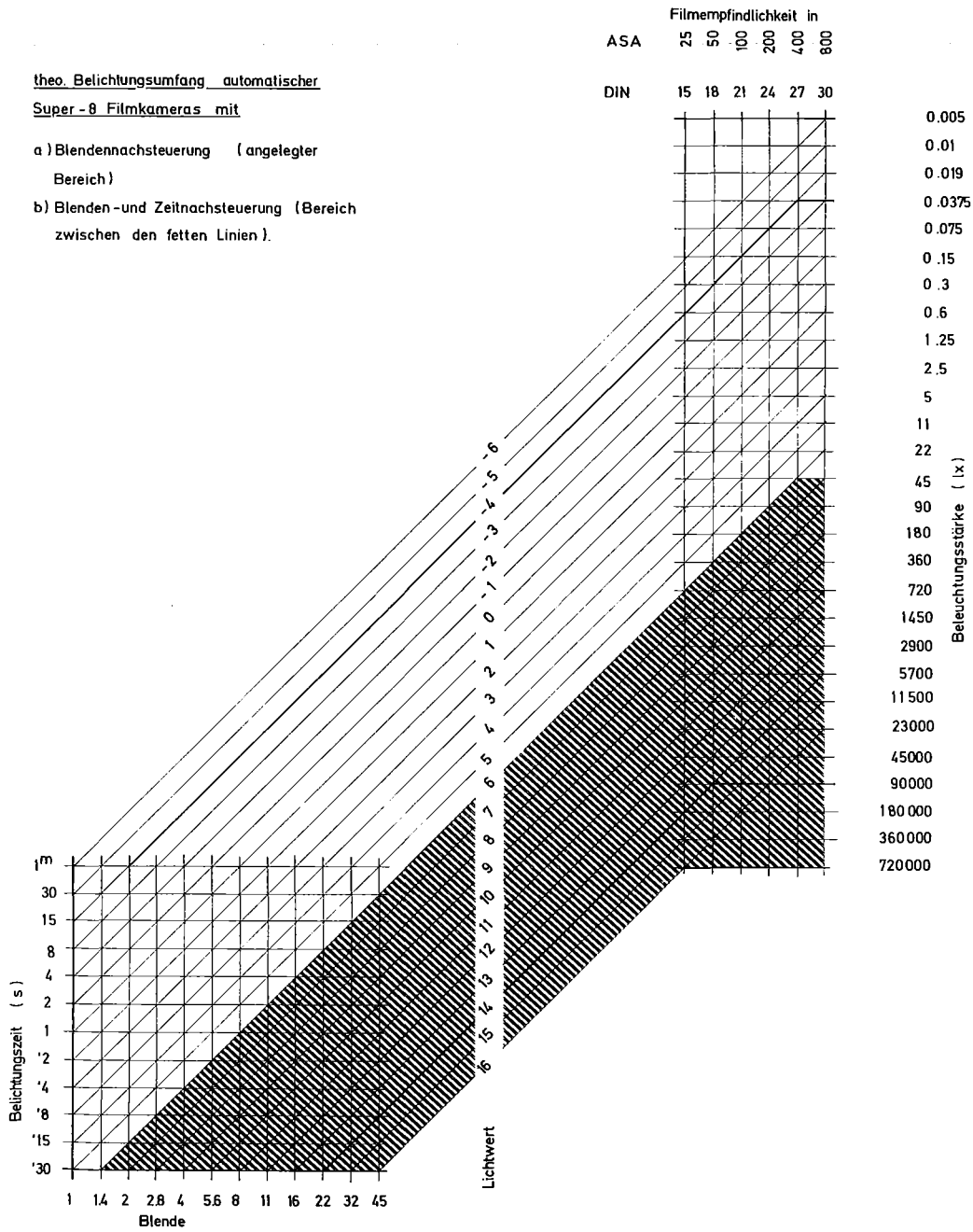


Abb. 9/2: Belichtungsumfang bei Blenden- und Zeit-Nachsteuerung

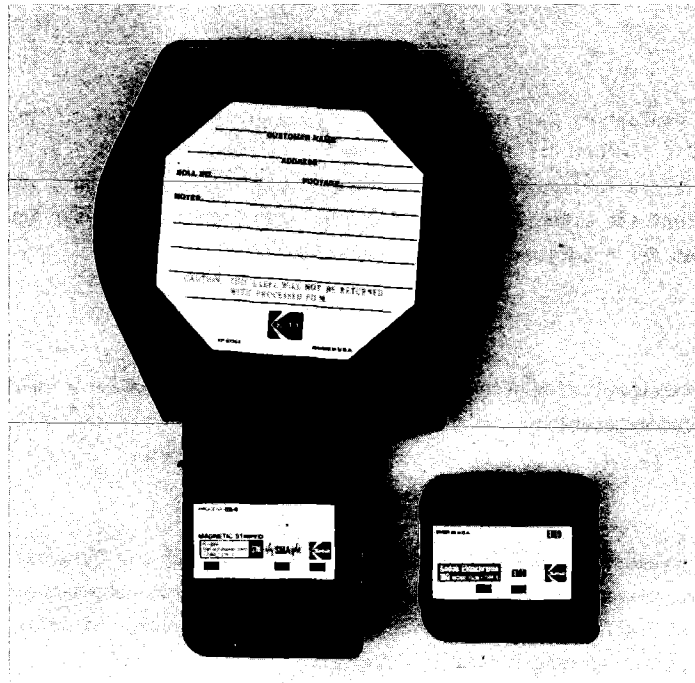


Abb. 9/3: Super-8-Film, 60-m-Kassette (links) und 15-m-Normalkassette zum Vergleich

Die gesamte Steuerung des Überwachungs-Kamerasystems setzt sich aus folgenden, nach ihren Funktionen getrennten Baugruppen zusammen:

- 3.01 Datums-Generator
- 3.02 Normal-Timer
- 3.03 Vorwahl-Timer
- 3.04 Betriebsarten-Schalter
- 3.05 Impuls-Generator
- 3.06 Random-Generator
- 3.07 Bildcode-Generator
- 3.08 Belichtungssystem-Umsteuerung
- 3.09 Kontroll-System
- 3.10 LED-Anzeige
- 3.11 Strom-Versorgung
- 3.12 Kontroll-Einheit
- 3.13 Verschuß-System
- 3.14 Versiegelung-Containment
- 3.15 Netz-Gerät

Die Baugruppen 3.01 bis 3.11 liegen innerhalb eines Kamera-Containments. Die außerhalb des Containments liegenden Baugruppen 3.12 bis 3.14 dienen im wesentlichen der Überprüfung und Sicherung des Überwachungs-Kamerasystems. Das Netz-Gerät 3.15 ist nur bei Bedarf vorhanden und wird dann in das Containment eingebaut.

Funktionsbeschreibung der Baugruppen

Datums-Generator

Bei dem Datums-Generator handelt es sich im Prinzip um eine quarzgesteuerte Uhr. Diese Einheit hat die Aufgabe eines Zeitnormals. Sie liefert die für die LED-Anzeige notwendigen Signale, um dort die Uhrzeit in Stunden und Minuten sowie die fortlaufenden Kalendertage, unter Berücksichtigung von Schaltjahren, anzuzeigen. Gleichzeitig liefert sie einen Zeitimpuls für die Timer-Einheiten. Dieser Generator besitzt eine Vorrichtung zum Einstellen der Anfangsdaten und zur Korrektur.

Normal-Timer

Durch den Quarz des Datum-Generators angeregt liefert der Normal-Timer die Basisimpulse für Impuls-Generator, Random-Generator und Bildcode-Generator.

Vorwahl-Timer

Der Vorwahl-Timer korrespondiert mit dem Betriebsarten-Schalter. Er hat die Aufgabe, je nach vorgewählter Betriebsart die notwendigen Steuerimpulse zu liefern. Außerdem gibt er den Koppelimpuls für das Zuschalten an die Stromversorgung der in der Zwischenbildphase abgeschalteten Baugruppen. Die Bildaufnahmeauslösung erfolgt mit einer zeitlichen Verzögerung von ca. 5 Sekunden.

Betriebsarten-Schalter

An dieser Einheit kann die jeweilige Betriebsart eingestellt werden. Es stehen folgende Möglichkeiten offen:

- Impuls-Betrieb;
die Bildauslösung erfolgt in zeitlich konstanter Folge mit vorgewählter Bildfolgezeit.
- Random-Betrieb;
Die Auslöseimpulse werden durch einen Zufalls-generator erzeugt. Die Bildfolgezeiten liegen zwischen einem vorwählbaren oberen und unteren Sollwert.
- Sensor-Betrieb;
Externe Sensoren lösen die Bildfolgen aus.
- Belichtungssystem-Umsteuerung;
kann je nach herrschenden Lichtverhältnissen zu oder abgeschaltet werden.
- Testbetrieb;
alle für einen Testlauf notwendigen Baugruppen werden eingeschaltet.

Impuls-Generator

Der Impuls-Generator liefert nach dem Einschalten periodisch konstante Impulse zur Bildauslösung. Hierbei können die Impulsfolgezeiten - Bildfolgezeiten - zwischen 2 Minuten und 60 Minuten variiert und an den Betriebsarten-Schalter vorgewählt werden. Die Einstellung erfolgt an einem mehrstufigen Schalter mit feststellbaren Bildfolgezeiten. Der Aufnahmebereich ermöglicht 1 bis 30 Aufnahmen pro Stunde.

Random-Generator

Mit diesem Generator ist es möglich, Bilder in einer pseudostochastischen Folge aufzunehmen. Die Auslöseimpulse für die Aufnahmen werden mit einem Zufallsgenerator - Schieberegister 16 bit mit einem $\Delta t = 4 \text{ min}$ - erzeugt und können im Bereich zwischen 2 Aufnahmen pro Stunde und 10 Aufnahmen pro Stunde liegen. Der Betrieb mit Random-Generator ist alternativ zum Impuls-Generator-Betrieb und wird am Betriebsarten-Schalter eingestellt.

Bildcode-Generator

Einheit zur fortlaufenden Kennung jeder einzelnen Aufnahme. Der Bildcode wird mittels eines Zufallsgenerators erzeugt und für eine alphanumerische LED-Anzeige aufbereitet. Für jede einzelne Kamera wird ein anderer Code erzeugt. Die Anzeige des Codes ist fünfstellig.

Belichtungssystem-Umsteuerung

Die BS-Umsteuerung ist mit der kamerainternen Lichtmessung gekoppelt und schaltet, je nach gegebenen Lichtverhältnissen, die Kamera alternativ auf Blenden oder Zeitsteuerung um. Bei Unter- oder Überschreitung eines vorgewählten Blendenwertes - 2., 2.8, 4., 5.6 - setzt die BS-Umsteuerung ein.

Eine zeitlich kurze Aufhellung (z.B. Blitz) wird durch eine Verzögerungsschaltung von ca. 3 Sekunden nicht wirksam. Die Betriebsstellung "Langzeitbelichtung" wird durch Aufleuchten eines Signals in der LED-Anzeige dokumentiert.

Kontroll-System

An dieser Einheit kann, mit Hilfe eines festgelegten Testprogramms, die Betriebsbereitschaft der einzelnen System-Baugruppen festgestellt werden. Abgefragt werden folgende Funktionen:

- Filmkassette eingelegt
- Stromversorgung
- Bildauslösung und Filmtransport
- Timer-Funktionen
- Codiereinheit
- Belichtungssystem-Umsteuerung
- LED-Anzeige und Einspiegelung

Die Funktionsbereitschaft wird jeweils durch Aufleuchten einer Leuchtdiode angezeigt. Bei sichergestellter Funktion aller System-Baugruppen wird ein Signal gespeichert, welches nach dem Schließen des Containment an der Kontroll-Einheit abgefragt werden kann.

Strom-Versorgung

Netzunabhängige Strom-Versorgung durch wiederaufladbaren Akku (ca. 12V/8Ah). Die Betriebsbereitschaft des Kamera-Systems wird hierdurch für ca. 6 Monate bis 1 Jahr gewährleistet. Bei Verwendung eines Netz-Gerätes wird der Akku als Puffer verwendet. Dadurch kann auch der Betrieb bei Stromausfall in der überwachten Anlage aufrechterhalten werden.

Die zeitabhängigen Bauteile wie Datum-Generator, Normal- und Vorwahl-Timer, Impuls-Generator, Random-Generator und Bildcode-Generator sind ständig an die Stromversorgung angeschlossen.

Die übrigen Gruppen wie BS-Umsteuerung, Kontroll-System, Betriebsarten-Schalter und die Kamera - interne Elektronik - werden erst unmittelbar vor einer Aufnahme zugeschaltet und danach sofort wieder von der Stromversorgung getrennt.

Kontroll-Einheit

Diese Einheit ermöglicht nach dem Schließen des Containments eine nochmalige Überprüfung der Einsatzbereitschaft. Über einen Schalter außerhalb des Kamera-Containments erfolgt eine Abfrage der in dem Kontroll-System gespeicherten Bereitschaftsinformation.

LED-Anzeige

Die vom Datums- und Bildcode-Generator gelieferten Signale werden mit Hilfe der LED-Anzeige alphanumerisch dargestellt und über ein Spiegelsystem über die Frontlinse der Kamera in jede Bildaufnahme eingeblendet. Auf diese Weise ist es möglich jede einzelne Aufnahme zu identifizieren und mit Angaben aus Betriebsbüchern zu vergleichen.

Verschuß-System

Mechanische Verriegelung des Kamera-Containment mit einem Schlüssel gegen Zugriff Unbefugter. Die Verriegelung ist mit elektr. Impuls gekoppelt, welcher die Freigabe der Versiegelung zur Folge hat.

Versiegelung-Containment

Bei jedem Öffnen oder Schließen des Containments wird diese Einrichtung durch einen von dem Verschuß ausgelösten Impuls in Betrieb genommen.

Dieser Auslöseimpuls für die Kamera hat zur Folge, daß für jeden durchgeführten Öffnungs- oder Schließvorgang Datum, Uhrzeit und Bildcode auf den Filmen aufgenommen werden. Die Kamera-Steuerelektronik ist so ausgelegt, daß erst nach der durchgeführten Containment-Versiegelung - z.B. Schalterdrehung mit Sicherheitsschlüssel - der Betriebszustand erreicht ist. Bei geöffnetem Gehäuse (Containment) kann das System nur im Testbetrieb gefahren werden.

Netz-Gerät

Gepuffertes Netzladegerät mit einer Ausgangsspannung von 12 V. Kann an Stelle eines Akkus oder einer Trockenbatterie im Containment eingebaut werden. Der als Puffer verwendete Akku mit ca. 4 Ah ermöglicht bei Netzausfall einen Weiterbetrieb von mindestens 10 Stunden.

Testeinsätze

a) Stade

Kamera-Standort im Freien gegenüber eines Materialaufzuges und einer Materialschleuse. Dieser Test im Zeitraum vom 13.4.77 - 18.7.77 lieferte über 20 000 Einzelaufnahmen und den Beweis der einwandfreien Funktion des Systems.

b) WAK

Kamera steht in der Wasserbeckenhalle und erfaßt eine Unterwasser-Materialschleuse. Die im sogenannten Longtime-Bereich arbeitende Kamera lieferte in der Zeit vom 2.12.77 - 12.1.78 ca. 20 000 Aufnahmen. Das System arbeitet auch hier unter ungünstigen Bedingungen ohne Beanstandungen. Dieses Experiment wird zur Zeit noch fortgesetzt.

Einschließlich der durchgeführten Labortestläufe wurden mit diesem Prototyp-System bisher ca. 100 000 Aufnahmen ausgelöst ohne das geringste technische Versagen.

10. Bibliographie, Beratertätigkeit

10.1 Veröffentlichungen 1977

- (1) Avenhaus, R.; Bahm, W.; Brückner, Chr.; Bücken, H.; Buttler, R.; Engelhardt, H.; Frick, H.; Gupta, D.; Kotte, U.; Rust, W.; Stein, G.
Arbeiten zur Entwicklung und Erprobung von Überwachungskonzepten in kerntechnischen Einrichtungen.
In: Projekt Spaltstoffflußkontrolle. Jahresbericht 1976. KFK-2465 (Juli 77) S. 7/1-7/24
- (2) Ahrens, D.; Nester, K.
Korrelation zwischen SO₂-Messungen und meteorologischen Parametern an einem 200 m hohen Mast
Staub - Reinhaltung der Luft, 37 (1977) S. 307-13
- (3) Bayer, A.; Burkart, K.; Hübschmann, W.; Schückler, M.; Vogt, S.
Untersuchung der radiologischen Folgen von Reaktorunfällen unter probabilistischen Gesichtspunkten.
In: Projekt Nukleare Sicherheit. Halbjahresbericht 1976/2. KFK-2435 (April 77) S. 470-77
- (4) Bayer, A.; Hübschmann, W.; Kalckbrenner, R.; Schückler, M.; Vogt, S.
Untersuchung der radiologischen Folgen von Reaktorunfällen unter probabilistischen Gesichtspunkten.
In: Projekt Nukleare Sicherheit. Halbjahresbericht 1977/1. KFK-2500 (Dezember 77)
- (5) Berg, R.; Schüttelkopf, H.
Die Messung der Verteilungen von ¹²⁹J in und seiner Abgabe aus der Wiederaufarbeitungsanlage Karlsruhe.
Seminar über radioaktive Ableitungen aus Wiederaufarbeitungsanlagen, Karlsruhe, 22.-25. November 1977
- (6) Bicking, U.; Brückner, Chr.; Golly, W.; Gupta, D.
Arbeiten zur Einführung von Überwachungsmaßnahmen nach dem Verifikationsabkommen zum NV-Vertrag in bestehenden Anlagen der Bundesrepublik.
In: Projekt Spaltstoffflußkontrolle. Jahresbericht 1976. KFK-2465 (Juli 77) S. 6/1-6/16
- (7) Burgkhardt, B.; Herrera, R.; Piesch, E.
Long-term fading experiment with different TLD systems.
Scharmann, A. (Hrsg.): Proc. of the 5. International Conference on Luminescence Dosimetry, Sao Paulo, Brazil, February 14-17, 1977. Giessen: Justus-Liebig-Univ. 1977, S. 75-83
- (8) Burgkhardt, B.; Piesch, E.; Schmitt, A.
Depth dose distribution of 9 MeV photons in a single phosphate glass compared to phantom results.
Nuclear Instruments and Methods, 141 (1977) S. 141-44
- (9) Burgkhardt, B.; Singh, D.; Piesch, E.
High-dose characteristics of CaF₂ and CaSO₄ thermoluminescent dosimeters.
Nuclear Instruments and Methods, 141 (1977) S. 363-68
- (10) Dilger, H.
Statistik besonderer Ausbreitungssituationen.
KFK-2383 (Februar 77)
- (11) Dilger, H.; Hiller, J.; Hübschmann, W.; Nester, K.; Schüttelkopf, H.; Thomas, P.; Vogt, S.
Theoretische und experimentelle Untersuchung der Ausbreitung radioaktiver Gase und Aerosole sowie der wahrscheinlichkeitbewerteten Strahlendosen in der Umgebung nuklearer Anlagen nach Störfällen.
In: Projekt Nukleare Sicherheit. Halbjahresbericht 1976/2. KFK-2435 (April 77) S. 457-64
- (12) Dilger, H.; Hübschmann, W.; Nagel, D.; Nester, K.; Thomas, P.
Die Parameter der atmosphärischen Ausbreitung in der Umgebung des Kernforschungszentrums Karlsruhe.
KFK-2499 (Oktober 77)

- (13) Dilger, H.; Hiller, J.; Hübschmann, W.; Nester, K.; Schüttelkopf, H.; Thomas, P.; Vogt, S.
Theoretische und experimentelle Untersuchungen der Ausbreitung radioaktiver Gase und Aerosole.
In: Projekt Nukleare Sicherheit. Halbjahresbericht 1977/1. KFK-2500 (Dezember 77)
- (14) Dilger, H.; Vogt, S.
Das meteorologische Meßsystem des Kernforschungszentrums Karlsruhe - Auswertung einiger spezieller Messungen zur Abschätzung der Jahres- und tageszeitlichen Verteilung langer Kühlturm-fahren.
Staub - Reinhaltung der Luft, 37 (1977) S. 194-99
- (15) Faude, D.; Gupta, D.; Horsch, F.; Hübschmann, W.; Hüper, R.; Krämer, R.; Leichsenring, C.H.; Nester, K.
Beiträge in: Zur friedlichen Nutzung der Kernenergie. Eine Dokumentation der Bundesregierung.
Bonn - Bad Godesberg: BMFT 1977
- (16) Fluhr, H.; Ohlmeyer, M.; Windbühl, E.
Un nouveau systeme de fixation et de remplacement pour les boites a gants.
IRPA 4th International Congress, Paris, April 24-30, 1977. Proceedings. Paris: International Radiation Protection Association 1977. Vol. 2, S. 389-92
- (17) Herrmann, G.; Leichsenring, C.H.; Schüttelkopf, H.; Wilhelm, J.G.
Emissionen und Betriebserfahrungen mit Rückhalteeinrichtungen bei Wiederaufarbeitungsanlagen.
Reaktortagung, Mannheim 29. März - 1. April 1977, Deutsches Atomforum e.V. Kerntechnische Ges. im Deutschen Atomforum e.V. Leopoldshafen 1977: ZAED. S. 361-64
- (18) Höhle, G.; Huppert, K.L.; Winter, M.
Verarbeitung und Überwachung flüssiger, radioaktiver Abfälle von der Wiederaufarbeitungsanlage Karlsruhe.
Seminar über radioaktive Ableitungen aus Wiederaufarbeitungsanlagen, Karlsruhe, 22.-25. November 1977
- (19) Hübschmann, W.
Strahlenrisiken in der Umgebung von Kernreaktoren nach störfallbedingten Aktivitätsemissionen.
Fachtagung der Fachgruppe Reaktorsicherheit der Kerntechnischen Gesellschaft, 1.-2.6.1977 in Karlsruhe.
- (20) Hübschmann, W.
Sicherheit kerntechnischer Anlagen.
Energiesicherung durch Kernenergie oder alternative Energien, Wilhelmsfeld, 8. Oktober 1977
- (21) Hübschmann, W.; Bayer, A.; Horsch, F.; Schückler, M.; Vogt, S.
Das Unfallfolgemodell der deutschen Risikostudie.
GRS-Fachgespräch über Kernenergie und Risiko, München, 3.-4. November 1977
- (22) Hübschmann, W.; Nester, K.
Kühltürme und Klima.
U - das technische Umweltmagazin (1977) S. 40-42
- (23) Hübschmann, W.; Papadopoulos, D.
Radiologische Belastung der Bevölkerung in der Umgebung der Wiederaufarbeitungsanlage Karlsruhe - die Kluft zwischen konservativer und realistischer Abschätzung.
Seminar über radioaktive Ableitungen aus Wiederaufarbeitungsanlagen, Karlsruhe, 22.-25. November 1977
- (24) Kiefer, H.
Die externe Strahlenexposition in Uranerzbergwerken.
Fachtagung des Arbeitskreises Strahlenschutz in Uranerz- und anderen Bergwerken. Baden-Baden, 10. Nov. 77
- (25) Kiefer, H.; Koelzer, W. (Hrsg.)
Abteilung Strahlenschutz und Sicherheit. Jahresbericht 1976. KFK-2433 (Mai 77)

- (26) Kiefer, H.; Koelzer, W.
Strahlenbelastung bei der Brennelementfertigung, Wiederaufarbeitung bestrahlter Kernbrennstoffe und Endlagerung radioaktiven Abfalls.
Vogl, J.; Heigl, A. (Hrsg. u.a.): Handbuch des Umweltschutzes. München: Verl. Moderne Industrie, 1977, T. 6.4, S. 1-13
- (27) Kiefer, H.; Koelzer, W.
Health physics assistant - a special training in health physics in the Federal Republic of Germany. IRPA 4th Internat. Congress, Paris, April 24-30, 1977. Proceedings. Paris: International Radiation Protection Association 1977. Vol. 4, S. 1359-62
- (28) Koelzer, W.
Somatische Strahlenwirkung - Risiken - Strahlenschutz.
Biologische Wirkungen ionisierender Strahlen, Univ. Bonn, Fachschaft Biologie, Bonn, 17. Januar 1977
- (29) Koelzer, W.
Kernenergie und Umwelt.
Daten und Dokumente zum Umweltschutz. Sonderreihe Umwelttag. No. 21: Tagung über Umweltforschung, Univ. Hohenheim, chemische und physikalische Umweltbelastungen, Hohenheim, 28. Januar 1977. Hohenheim: Univ. Hohenheim, Dokumentationsstelle, 1977. S. 111-26
- (30) Koelzer, W.
Auswirkungen radioaktiver Emissionen von Kernkraftwerken und Wiederaufarbeitungsanlagen auf die Umgebung.
Bonn: Deutsches Atomforum (DAF Sonderdrucke.) 1977. 15 S.
- (31) Koelzer, W.
Die Entwicklung des 30-mrem-Konzepts und seine Bedeutung für die Abluftwerte einer Wiederaufarbeitungsanlage.
GDCh-Seminar 'Chemie der nuklearen Entsorgung', Gerlos, 6.-11. März 1977
- (32) Koelzer, W.
Assessment of consequences and handling of nuclear accidents.
German-Finnish Seminar on Nuclear Safety and Technology, Helsinki, September 26-30, 1977
- (33) Koelzer, W.
Ökologische Auswirkungen durch die radioaktiven und thermischen Emissionen der Kraftwerke am Oberrhein.
Tagung: Natur und Landschaft am Oberrhein, Speyer, 27.-28. Oktober 1977
- (34) Koelzer, W.
Technische Sicherheit von Kernkraftwerken und polizeiliche Maßnahmen bei Unfällen.
CDU Baden-Württemberg. Arbeitskreis 'Polizei' (Hrsg.): Innere Sicherheit 77, 11. November 1977. Wuppertal: Birker und Hederich 1977, S. 17-27
- (35) Koelzer, W.
Kernenergie.
In: Fachwörterbuch für den Brennstoffhandel, herausgegeben von Raab-Karcher, Essen, 1977, S. 145-171
- (36) König, L.A.; Winter, M.
Tritium in water and plants. Summary report of results obtained in a measuring program of several years duration.
KFK-2521 (Oktober 77)
- (37) König, L.A.; Winter, M.; Schüler, H.
Tritium in Niederschlägen, Oberflächen-, Grund- und Trinkwasser. Ergebnisse eines Meßprogramms mit Schwerpunkt im Raum Nordbaden in den Jahren 1975 und 1976.
KFK-2520 (Dezember 77)

- (38) König, L.A.; Winter, M.; Tachlinski, W.
Relationships existing between tritium releases from different sources and the contamination of air, water and plants.
IRPA 4th International Congress, Paris, April 24-30, 1977. Proceedings. Paris: International Radiation Protection Association 1977. Vol. 2, S. 613-20
- (39) Nester, K.
Auswirkungen von Kühltürmen großer Kernkraftwerke auf ihre Umgebung.
In: Projekt Nukleare Sicherheit. Halbjahresbericht 1976/2. KFK-2435 (April 77) S. 177-82
- (40) Nester, K.; Hübschmann, W.; Thomas, P.
The influence of ground roughness on atmospheric diffusion.
4. International Clean Air Congress, Tokyo, May 16-20, 1977
- (41) Papadopoulos, D.; Thomas, P.
Verhältnis der Dosisfaktoren der Jodisotope.
KFK-2544 (Dezember 77)
- (42) Piesch, E.
Progress in albedo neutron dosimetry.
Nuclear Instruments and Methods, 145 (1977) S. 613-19
- (43) Piesch, E.
Langzeitdosimetrie mit Festkörperdosimetern in der Personen- und Umgebungsüberwachung.
Kerntechnik, 19 (1977) S. 27-34
- (44) Piesch, E.
Anforderungen an die Personendosimetrie in Uranerzbergwerken.
Fachtagung des Arbeitskreises Strahlenschutz in Uranerz- und anderen Bergwerken, Baden-Baden, 10. November 1977
- (45) Piesch, E.; Burgkhardt, B.
Properties of TLD and RPL systems for environmental monitoring.
Scharmann, A. (Hrsg.): Proc. of the 5. International Conference on Luminescence Dosimetry, Sao Paulo, Brazil, February 14-17, 1977. Giessen: Justus-Liebig-Univ. 1977. S. 335-41
- (46) Piesch, E.; Burgkhardt, B.
TLD and RPL dosemeter performance criteria for environmental monitoring based on type tests and long-term experience.
IRPA 4th International Congress, Paris, April 24-30, 1977. Proceedings. Paris: International Radiation Protection Association 1977. Vol. 4, S. 1245-48
- (47) Piesch, E.; Burgkhardt, B.; Singh, D.
Properties of thermoluminescence doseimeters after high gamma irradiation.
Scharmann, A. (Hrsg.): Proc. of the 5. International Conference on Luminescence Dosimetry, Sao Paulo, Brazil, February 14-17, 1977. Giessen: Justus-Liebig-Univ. 1977. S. 94-102
- (48) Rosinski, S.W.; Winter, M.
The impact of tritium contamination of air humidity and ground water on the tritium concentration of tissue water in plants studied under real conditions.
KFK-2445 (August 77)

- (49) Schüttelkopf, H.
Radiojodemissionen aus der Wiederaufarbeitungsanlage Karlsruhe als Folge spontaner Kernspaltung von Aktiniden.
KFK-Ext. 20/77-01 (Februar 77)
- (50) Schüttelkopf, H.
Radioökologische Aspekte der Entsorgung.
GDCh-Seminar 'Chemie der nuklearen Entsorgung', Gerlos, 6.-11. März 1977
- (51) Schüttelkopf, H.
Untersuchungen zur ^{129}J -Radioökologie.
In: Projekt Nukleare Sicherheit. Halbjahresbericht 1976/2. KFK-2435 (April 77) S. 144-46
- (52) Schüttelkopf, H.
Die Emission von $^{14}\text{CO}_2$ mit der Abluft kerntechnischer Anlagen.
KFK-2421 (Juni 77)
- (53) Schüttelkopf, H.
Investigations of the behaviour of ^{129}I in the Karlsruhe Reprocessing Plant and its environment.
Specialist Meeting on Iodine-129, Paris and Cadarache, June 13-16, 1977
- (54) Schüttelkopf, H.; Herrmann, G.
The measurement of $^{14}\text{CO}_2$ in the exhaust air of the Karlsruhe reprocessing plant.
International Symposium on the Monitoring of Radioactive Airborne and Liquid Discharges from Nuclear Facilities, Portoroz, Yugoslavia, September 5-9, 1977
- (55) Schüttelkopf, H.; Herrmann, G.
 $^{14}\text{CO}_2$ -Emissionen aus der Wiederaufarbeitungsanlage Karlsruhe.
Seminar über radioaktive Ableitungen aus Wiederaufarbeitungsanlagen, Karlsruhe, 22.-25. November 1977
- (56) Singh, D.; Burgkhardt, B.; Piesch, E.
A passive neutron spectrometer and dosimeter using LiF:Mg,Ti thermoluminescent detectors.
Nuclear Instruments and Methods, 142 (1977) S. 409-15
- (57) Vogt, S.
Prognose der Schadstoffausbreitung in der Atmosphäre nach Unfällen in kerntechnischen Anlagen.
Atomkernenergie, 29 (1977) S. 282-86
- (58) Windbühl, E.
Unfallbericht 1975/76.
KFK-Ext. 20/77-02 (November 77)
- (59) Winter, M.; König, L.A.; Schüler, H.
A case of tritium contamination of ground water.
IRPA 4th International Congress, Paris, April 24-30, 1977. Proceedings. Paris: International Radiation Protection Association 1977. Vol. 2, S. 621-24
- (60) Winter, M.; Tachlinski, W.
Überwachung der Umweltradioaktivität am Kernforschungszentrum Karlsruhe im Jahre 1976.
KFK-Ext. 20/77-04 (Dezember 77)

10.2 ASS-Berichte 1977, unveröffentlicht

B. Burgkhardt

Dosisleistungsmessungen an einem ^{99}Mo -Generator

H. Dilger

Untersuchung über die Übertragbarkeit des Temperaturgradienten-Windgeschwindigkeitsschemas zur Berechnung der Ausbreitungskategorie auf verschiedene Standorte

H. Dilger

Untersuchungen über die Windrichtungsscherung

H.R. Doerfel

Die In-vivo-Messung von Uran und Plutonium in der Lunge - im Kernforschungszentrum Karlsruhe angewandte Methoden

E. Drosselmeyer

Die natürliche Strahlenbelastung des Menschen

E. Drosselmeyer

Gefahren und Verbesserungsmöglichkeiten bei der Anwendung ionisierender Strahlen in Medizin und Technik

E.-M. Friedland

Radioökologische Untersuchungen im Zusammenhang mit der Abwassereinleitung des KFZK in den Altrhein - Aufnahme eines Momentanprofils der Wasser-, Schlamm- und Sestonaktivität

G. Grünheit

Radioökologische Untersuchungen im Zusammenhang mit der Abwassereinleitung des KFZK in den Altrhein - γ -spektroskopische Messungen an Proben aus dem Programm zur radioökologischen Untersuchung im Altrhein

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

Bestimmung der atmosphärischen Ausbreitung von Difluordibrommethan (CBr_2F_2), Versuch Nr. 34 vom 6.11.75

W. Hübschmann

Fünftes Technisches Komitee über die friedliche Anwendung von Kernsprengungen, 22.-24. Nov. 76 bei der IAEA in Wien

W. Hübschmann, S. Vogt

Ausgewählte Ergebnisse des Unfallfolgenmodells der Reaktor-Risiko-Studie

W. Hübschmann, D. Papadopoulos, D. Nagel

Berechnung der radiologischen Belastung der Umgebung des Kernkraftwerks Neupotz durch die Emission radioaktiver Stoffe in die Atmosphäre aufgrund der Antragswerte der Kernkraftwerke Neupotz und Philippsburg sowie des Abluftplans 1977 des Kernforschungszentrums

W. Hübschmann, D. Nagel, D. Papadopoulos

Abschätzung der im Jahre 1978 maximal zu erwartenden Strahlenexposition in der Umgebung des Kernforschungszentrums Karlsruhe durch die mit der Abluft emittierten radioaktiven Stoffe

M. Kämmer

Radioökologische Untersuchungen im Zusammenhang mit der Abwassereinleitung des KFZK in den Altrhein - Bestimmung der Aktivität in Schilf und Algen bis 1000 m unterhalb des Einlaufs der Abwässer

H. Kiefer, W. Koelzer, L.A. König, E. Piesch

Bericht über den 4. Internationalen Kongreß der Internationalen Strahlenschutz-Vereinigung (IRPA) vom 24.-30. April 1977 in Paris

W. Koelzer

Gibt es ein Plutonium-Problem und wie gefährlich ist Plutonium?

W. Koelzer

Bericht über das "2. Oldesloer Sicherheitsgespräch", 2. November 1977, Bad Oldesloe

W. Koelzer

Bericht über die Übung zum Räumungsplan am 29.11.77

K. Nester

Bericht über den 4. Internationalen Luftreinhalungskongress in Tokio vom 16.-20. Mai 1977

K. Nester

Zusammenfassung der Jülicher und Karlsruher Ausbreitungsparameter σ_y und σ_z für 100 m Quellhöhe

Chr. Ott

Radioökologische Untersuchungen im Zusammenhang mit der Abwassereinleitung des KFZK in den Altrhein - Untersuchung der Aktivität in Fisch - Friedfisch und Raubfisch - aus dem Altrhein und Vergleich mit Fisch aus vom KFZK unbeeinflussten Gewässern

D. Papadopoulos, S. Vogt

Stellungnahme zur geplanten Modellstudie Radioökologie für das Kernkraftwerk Biblis

D. Papadopoulos, W. Hübschmann, D. Nagel

Berechnung der radiologischen Belastung der Umgebung des Kernforschungszentrums Karlsruhe durch die Emission radioaktiver Stoffe in die Atmosphäre aufgrund des Abluftplans 1977 des Kernforschungszentrums und der Antragswerte des Kernkraftwerkes Philippsburg-I

H. Roock

Bericht über die Informationstagung "Neue Vorschriften, Richtlinien und Normen zum Strahlenschutz" der BAM am 12. und 13. Mai 1977 in Berlin

H. Schüttelkopf, I. Schlager

Datum und Uhrzeit der Auflöseprozesse von Brennstoff in der Wiederaufarbeitungsanlage Karlsruhe 1971 bis 1976

H. Schüttelkopf, I. Schlager

Vergleich der berechneten und gemessenen ^{129}Jod -Konzentrationen in Milchproben aus der Umgebung der WAK

H. Schüttelkopf

Bericht über das Expertentreffen zum Thema ^{129}J in Paris vom 13.-14. Juni 1977 und den Besuch bei der radioökologischen Arbeitsgruppe in Cadarache am 15. und 16. Juni 1977

H. Schüttelkopf

Die Verteilung von ^{90}Sr zwischen Erde und pflanzlichen Nahrungsmitteln

G. Stober

Radioökologische Untersuchungen im Zusammenhang mit der Abwassereinleitung des KFZK in den Altrhein - Sr-90 und K-40-Bestimmungen an Proben aus dem Programm zur radioökologischen Untersuchung im Altrhein

W. Tachlinski

Meßergebnisse der Überwachung der Kühl- und Regenwasserkanalisation

P. Thomas

Vergleich der Ergebnisse von fünf Jülicher Ausbreitungsexperimenten, die nach dem Jülicher und Karlsruher Verfahren ausgewertet wurden

P. Thomas

Einfluß der Probenahmezeiten auf experimentell ermittelte Ausbreitungsparameter

P. Thomas

Bestimmung der atmosphärischen Ausbreitung von Dibromdifluormethan (CBr_2F_2)

P. Thomas

Bestimmung der atmosphärischen Ausbreitung von Dibromdifluormethan und Frigen-11

P. Thomas

Bestimmung der atmosphärischen Ausbreitung von Dibromdifluormethan (CBr_2F_2) und Frigen-11 (CFCl_3), Versuch Nr. 37 vom 22.6.76

P. Thomas

Experimentelle Bestimmung der atmosphärischen Ausbreitungsparameter, Versuch Nr. 40 vom 10.8.76

P. Thomas

Experimentelle Bestimmung der atmosphärischen Ausbreitungsparameter, Versuch Nr. 41 vom 8.9.76

P. Thomas

Experimentelle Bestimmung der atmosphärischen Ausbreitungsparameter, Versuch Nr. 42 vom 21.9.76

P. Thomas

Experimentelle Bestimmung der atmosphärischen Ausbreitungsparameter, Versuch Nr. 43 vom 9.11.76

P. Thomas

Experimentelle Bestimmung der atmosphärischen Ausbreitungsparameter, Versuch Nr. 44 vom 18.1.77

S. Vogt

Überlegungen und Berechnungen zur Anzahl der Wetterabläufe für die deutsche Risikostudie

S. Vogt, P. Thomas

Untersuchung der atmosphärischen Ausbreitung durch radarverfolgte Tetroonflüge, Flug Nr. 1 und 2 vom 24.2.77

S. Vogt

Meteorologentagung 77, 12.-16.4.77 in Garmisch-Partenkirchen

S. Vogt

Standortauswahl für die Berechnung der Unfallfolgen

M. Winter

Bericht über eine dreimonatige Beratertätigkeit auf dem Gebiet der Umgebungsüberwachung kerntechnischer Anlagen am Institut für Strahlenschutz und Dosimetrie in Rio de Janeiro

10.3 Berater Tätigkeit

"Belastungspfad/Abwasser", Ausschuß bei der Strahlenschutzkommission, BMI

"Notfallschutz in der Umgebung kerntechnischer Anlagen", Ausschuß bei der Strahlenschutzkommission, BMI

"Strahlenschutztechnik", Ausschuß bei der Strahlenschutzkommission, BMI

"Strahlenschutzforderungen an Errichtung und Betrieb von Anlagen zur Erzeugung ionisierender Strahlen",
Sachverständigenkreis des BMI

"Beratergruppe der Katastrophenschutzleitung bei kerntechnischen Unfällen", BMI

"Geräte für den Notfall und zur Störfallbeseitigung", Sachverständigenkreis des BMFT

"Strahlenschutz im Uranerz- und anderen Bergbau", Arbeitskreis des Ministeriums für Wirtschaft, Mittelstand
und Verkehr, Baden-Württemberg

"Beirat des Normenausschusses Kerntechnik", Deutsches Institut für Normung, DIN

"Lenkungsgremium des Fachbereichs Strahlenschutztechnik", Normenausschuß Kerntechnik des DIN

"Brennelementidentifizierung", Normenausschuß Kerntechnik des DIN

"Kernbrennstofftechnologie", Normenausschuß Kerntechnik des DIN

"Kritikalitätssicherheit", Normenausschuß Kerntechnik des DIN

"Kommunikative Grundlagen", Normenausschuß Kerntechnik des DIN

"Oberflächendekontaminationsverfahren", Normenausschuß Kerntechnik des DIN

"Radioaktivitätsüberwachung der Luft", Normenausschuß Kerntechnik des DIN

"Umschlossene Strahler", Normenausschuß Kerntechnik des DIN

"Dosimetrie/Neutronendosimetrie", Normenausschuß Radiologie des DIN

"Sicherheitsmaßnahmen an Maschinen", Fachnormenausschuß Maschinenbau

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

"Kühlturbetrieb", Ausschuß der VDI-Kommission "Reinhaltung der Luft"

"Kühlturmmissionen", Arbeitsgruppe des VDI

"Praktische Anwendung der Ausbreitungsrechnung", VDI-Ausschuß

"Ausbreitungsmodelle", 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
- "Strahlenschutz an Leistungs- und Forschungsreaktoren", Arbeitskreis des Fachverbandes für Strahlenschutz
- "Umweltüberwachung", Arbeitskreis des Fachverbandes für Strahlenschutz
- "Spaltstoffflußkontrolle", Beratender Programmausschuß der Kommission der Europäischen Gemeinschaften
- "Personendosimetrie", Sachverständigenausschuß der Direktion Gesundheitsschutz, EURATOM
- "Inkorporationsmessung von Pu und U in der Lunge", Arbeitsgruppe der Direktion Gesundheitsschutz, EURATOM
- "Strahlenmeßgeräte", Komitee 941 der Deutschen Elektrotechnischen Kommission
- "Strahlenschutzmeßgeräte", Komitee 941.2 der Deutschen Elektrotechnischen Kommission
- "Grundbegriffe der Energiewirtschaft", Nat. Komitee der Weltenergiekonferenz, VDEW
- "Arbeitssicherheit", Arbeitskreis des Landesverbandes Südwestdeutschland der gewerblichen Berufsgenossenschaften
- "Sicherheitstechnik", Arbeitskreis im Verein deutscher Sicherheitsingenieure
- "Bauliche Einrichtungen", Berufsgenossenschaftlicher Fachausschuß
- "Informationskreis Kernenergie (IK)", Deutsches Atomforum
- "Öffentlichkeitsarbeit und Presse", Arbeitskreis des Deutschen Atomforums