

**KERNFORSCHUNGSZENTRUM
KARLSRUHE**

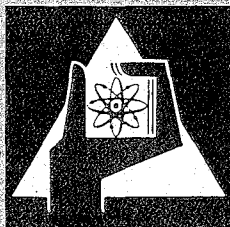
Mai 1972

KFK 1638

Abteilung Strahlenschutz und Sicherheit

Strahlenschutz am Arbeitsplatz
Tagung vom 17. – 19. Mai 1972 in Karlsruhe

zusammengestellt von
W. Koelzer



GESELLSCHAFT FÜR KERNFORSCHUNG M. B. H.
KARLSRUHE

Als Manuskript vervielfältigt

Für diesen Bericht behalten wir uns alle Rechte vor

GESELLSCHAFT FÜR KERNFORSCHUNG M. B. H.
KARLSRUHE

KERNFORSCHUNGSZENTRUM KARLSRUHE

Mai 1972

KFK 1638

Abteilung Strahlenschutz und Sicherheit

Strahlenschutz am Arbeitsplatz

Tagung vom 17. - 19. Mai 1972 in Karlsruhe

zusammengestellt von W. Koelzer

Gesellschaft für Kernforschung m.b.H., Karlsruhe

1. The first part of the document discusses the importance of maintaining accurate records of all transactions and activities. It emphasizes that this is essential for ensuring transparency and accountability in the organization's operations.

2. The second part of the document outlines the various methods and tools used to collect and analyze data. It highlights the need for consistent and reliable data collection processes to support effective decision-making.

3. The third part of the document focuses on the role of technology in modern data management. It discusses how advanced software solutions can streamline data collection, storage, and analysis, leading to more efficient and accurate results.

4. The fourth part of the document addresses the challenges associated with data security and privacy. It provides guidance on implementing robust security measures to protect sensitive information from unauthorized access and breaches.

5. The fifth part of the document concludes by summarizing the key findings and recommendations. It stresses the importance of ongoing monitoring and evaluation to ensure that data management practices remain effective and aligned with the organization's goals.

Vom 17. - 19. Mai 1972 fand im Kernforschungszentrum Karlsruhe eine Tagung über "Strahlenschutz am Arbeitsplatz" statt, die vom Fachverband für Strahlenschutz veranstaltet wurde.

Zweck dieser Tagung war es, über die wissenschaftlichen, technischen und organisatorischen Aspekte des Strahlenschutzes am Arbeitsplatz aus den verschiedenen Bereichen der Anwendung oder Verarbeitung radioaktiver Stoffe sowie der Nutzung der Kernenergie zu berichten und zu diskutieren.

Der vorliegende Bericht umfaßt die auf dieser Tagung gehaltenen Vorträge. Ergänzende Angaben sind im Tagungsbericht, den der Fachverband für Strahlenschutz herausgibt, enthalten.

A conference on "Radiation Protection at the Work Place" organized by Fachverband für Strahlenschutz was held at the Karlsruhe Nuclear Research Center from May 17 - 19, 1972.

The Meeting served the purpose of reporting and discussing the scientific, technical and administrative aspects of radiation protection at the work place in various areas of application or processing of radioactive materials and uses of nuclear energy.

This report includes the papers read at the Meeting. Supplementary statements are contained in the Proceedings published by Fachverband für Strahlenschutz.

INHALTSVERZEICHNIS

ERÖFFNUNG

Eröffnung der Tagung G. Poretti	3
------------------------------------	---

REAKTOR-STRAHLENSCHUTZ

Strahlenschutzerfahrungen bei Reparaturarbeiten im Kernkraftwerk Lingen R. Bödege	7
Strahlenschutzerfahrungen bei Reparaturphasen des Kernkraftwerkes Gundremmingen N. Eickelpasch	15
Strahlenschutzerfahrungen bei Reparaturphasen am Druckwasserreaktor Obrigheim W. Stephan, F. Wagner	21
Strahlenschutzerfahrungen beim Betrieb des Kernenergie-Handelsschiffes "Otto Hahn" K. Henning	33
Strahlenschutzerfahrungen bei Interventionen in der Wiederaufarbeitungsanlage Karlsruhe F. Herre	43
Probleme des Strahlenschutzes beim Zwischenfall im Versuchsreaktor Lucens am 21. Januar 1969 C. Perotto	51
Erfahrungen mit verschiedenen Schutzanzügen anlässlich der Demontagearbeiten am Reaktor von Lucens J.L. Nussbaum, C. Perotto	57
Tritium-Überwachung an einem Forschungsreaktor H. Jahn	65
Strahlenschutzaspekte bei Brennelementundichtigkeiten am FRG H. Renner	71
Strahlenschutzprobleme beim Umbau des Schwerwasser-Reaktors DIORIT H. Conrad	79

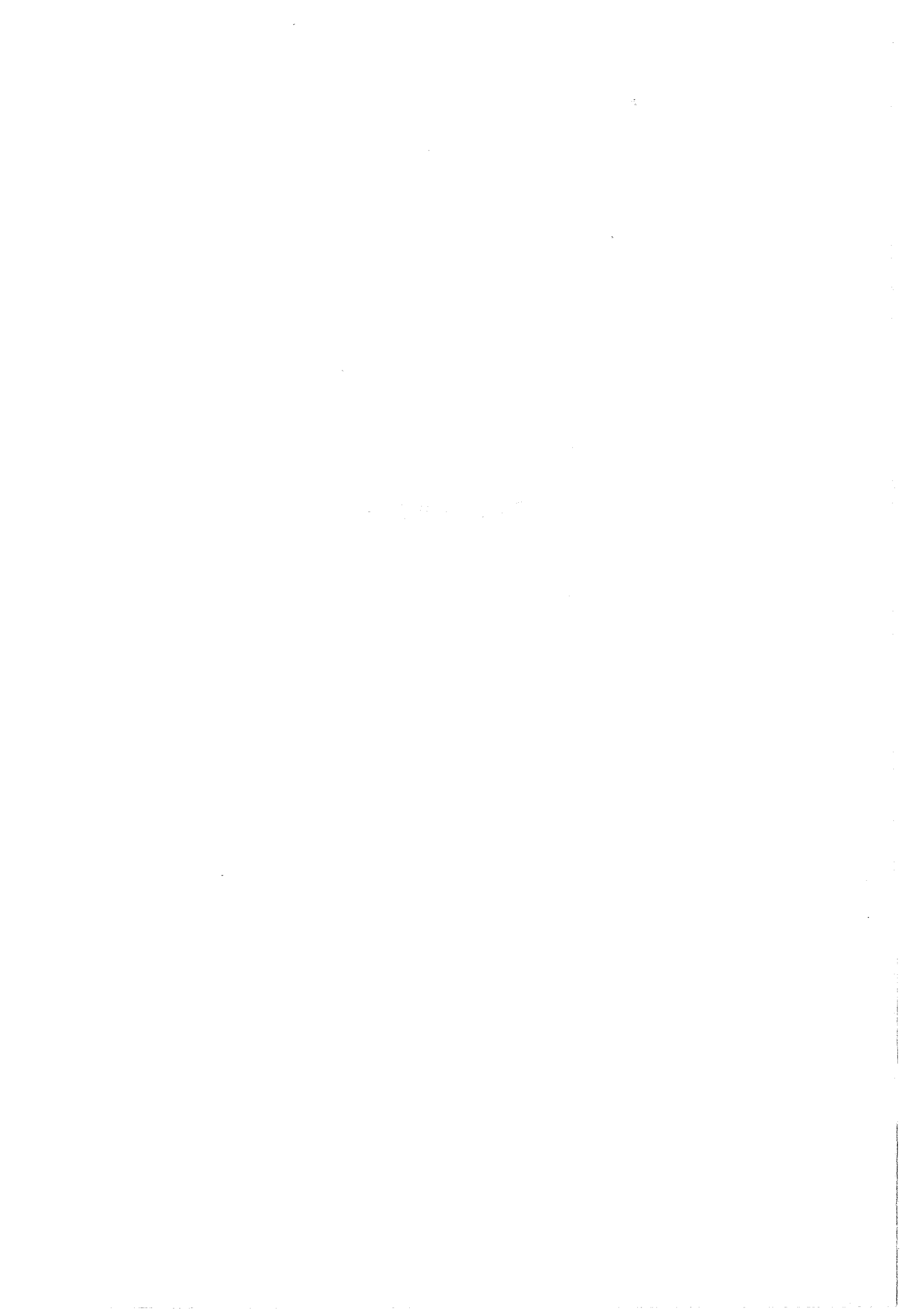
ALLGEMEINER STRAHLENSCHUTZ I

Tendenzen der International Commission on Radiological Protection (ICRP) W. Jacobi	91
Ein Monitor zur Messung der α -Aktivität in der Luft B. Haider, W. Jacobi	105

Die Messung des Flächendosisproduktes in der Röntgendiagnostik P. Pychlau	111
Strahlenschutzerfahrungen bei der Behandlung radioaktiver Abfälle und der Dekontamination von Geräten und Anlagen L.A. König	117
Die pneumatische Isotopen-Bestrahlungsanlage des Bundesamtes für zivilen Bevölkerungsschutz H.-J. Hardt	127
 PERSONENDOSIMETRIE	
Neue Normen und Standardisierungstrends für Dosimetrie und Strahlenschutz D. Nachtigall	137
Kritischer Vergleich der Film- und Stabdosisimeterüberwachung an Hand statistischer Untersuchungen in der Kernforschungsanlage Jülich E. Rose	147
Automatisierung der Personendosimetrie in Kernkraftwerken B. Schalopp	169
Nutzung der elektronischen Datenverarbeitung im Rahmen der amtlichen Personendosis-Meßstelle des Landes Baden-Württemberg A. Schellkes	177
Ein Fingerdosimeter für die Messung von Neutronenstrahlung B. Burgkhardt, E. Piesch K. Buijs, J. Vaane	183
Neutronendosimetrie mit LiF B. Burgkhardt, E. Piesch	195
Zukunftstendenzen der Personendosimetrie E. Piesch	207
 ALLGEMEINER STRAHLENSCHUTZ II UND * "LAST MINUTE PAPERS"	
Ergebnisse der Raum- und Abluftüberwachung im Kernforschungszentrum Karlsruhe L.A. König	223
Eichmethoden und Meßgrenzen von Monitoren zur selektiven Überwachung von Tritium- und Edelgasaktivitäten in Luft W. Dobiasch	231
Kontinuierliche Überwachung wässriger Aktivität bei KWL* R. Bödege, W. Hofmann, W. Lambers, M. Große-Schulte	237
Strahlenschutzerfahrungen beim HTR-Versuchskraftwerk der AVR in Jülich* D. Holm	241

Strahlenschutzprobleme bei der Handhabung von Tritium-Targets hoher Aktivität*	245
D. Beyer, W. Friedrich, J. Knieper, P.F. Sauer mann	
Neutronenmessungen an abgebrannten Brennelementen*	251
H.W.M. Braun	
Abschätzung der Lungenbelastung infolge Inhalation von PuO ₂ mit Hilfe von Ausscheidungsanalysen*	253
H. Schieferdecker, E. Polig	
 MEDIZINISCHE ASPEKTE	
Beruflich bedingte Strahlenschäden in der Bundesrepublik Deutschland von 1953-1969	261
G. Rahm	
Die strahlenschutzärztliche Überwachung und ihre Effektivität	285
G. Möhrle	
Organisatorischer und praktischer Strahlenschutz in einer nuklear- medizinischen Abteilung	291
A. Kaul, K. Oeff	
Inkorporationsüberwachung - Sinn und Durchführung	313
H. Schieferdecker	
 SCHLUSS-SITZUNG	
Bericht über die Schlußsitzung	325
H. Kiefer	

ERÖFFNUNG



ERÖFFNUNG DER TAGUNG

G. PORETTI

PRÄSIDENT DES FACHVERBANDES FÜR STRAHLENSCHUTZ
RADIUMINSTITUT, INSELSPITAL, BERN

Es ist mir eine aufrichtige Freude, meine erste offizielle Ansprache als Präsident des Fachverbandes für Strahlenschutz in diesem schönen und international bekannten Zentrum der Kernforschung anlässlich der Eröffnung einer Tagung über ein so wichtiges Thema zu halten.

Wir freuen uns alle, in dieser Stadt, die ja bekanntlich aus einem Schloß im Walde für die "künftige Ruhe und Gemütsergötzung" des Fürsten entstanden ist, einige Tage zu verbringen.

Die Bundesrepublik Deutschland, der größere Partner unseres Verbandes, der ja bei seiner Entstehung eigentlich zentraleuropäisch hätte werden sollen, hat in den letzten Jahren große Fortschritte in der allgemeinen wissenschaftlichen und insbesondere in der Strahlenschutzforschung erzielt. Ihr Beitrag wird von den internationalen Gremien immer mehr als maßgebend anerkannt.

Das für die Tagung gewählte Thema "Strahlenschutz am Arbeitsplatz - wissenschaftliche, technische und organisatorische Aspekte" ist heute sehr aktuell und wichtig.

Während meiner Tätigkeit im schweizerischen Reaktorzentrum von Würenlingen in den fünfziger Jahren hatte ich Gelegenheit, die technischen und organisatorischen Entwicklungen auf dem Gebiete des Strahlenschutzes am Arbeitsplatz ziemlich genau zu verfolgen. Rückblickend muß ich heute bewundern, wie sorgfältig man in dieser Hinsicht vorgegangen ist.

Bedeutungsvoll ist die Tatsache, daß man frühzeitig die Notwendigkeit erkannt hat, die Tätigkeit auf dem Gebiete der Anwendung oder Verarbeitung radioaktiver Stoffe oder der Nutzung der Kernenergie als System zu betrachten, in dem unerwünschte Erscheinungen und strahlenschutztechnische Untersuchungen als gleichwertige Systemteile berücksichtigt werden müssen.

Ganz anders waren leider die Verhältnisse für Ärzte und Personal in den Anfangszeiten der Strahlenanwendung in der Medizin. Im Jahre 1915 bemerkte Zehnder, ein Freund von C.W. Röntgen, in bezug auf Arbeitsplätze in der radiologischen Abteilung eines Spitals, ich zitiere: "Im Zürcher Kantonsspital hatte ich eigentlich nur anwesend zu sein für den Fall, daß an der Röntgenapparatur etwas defekt werden sollte ... Bei dieser Gelegenheit dachte ich an das Schicksal der Röntgenpioniere, die durch Röntgenverbrennungen unter größten Schmerzen ums Leben gekommen waren. Es war so schwer, alle vagabundierenden Röntgenstrahlen durch Schirme abzufangen. Röntgenärzte und Patienten waren deshalb in hohem Grade gefährdet ..." So Zehnder!

Trotz der erwähnten Sorgfalt und trotz ausgedehnter Studien wird heute der praktische Einsatz der Kernenergie sehr oft durch unsachliche Argumente in Frage gestellt.

Es ist klar, daß sich die Industriegesellschaft in bezug auf Art und Tempo ihrer Entwicklung und hinsichtlich der Prioritäten, die sie sich setzt, zu einem Umdenken bereit finden muß. Lang aber bevor die modische Welle des Umweltschutzes politisches und Wahlargument der industrialisierten Länder wurde, hatten sich die Strahlenspezialisten ohne große Umschweife an die Arbeit gemacht und die Schwerpunkte festgelegt, die auf eine vernünftige technische und industrielle Entwicklung bremsend hätten wirken können.

Einer dieser Schwerpunkte wird im Laufe der Tagung behandelt. Mit den wissenschaftlichen Ergebnissen wird gleichzeitig aufgezeigt, daß sich die Strahlenschutzfachleute der neuen Sorgen der Gesellschaft voll bewußt sind, und daß sie, wie seit Jahren, die sich stellenden Probleme frei jeglicher emotioneller Betonungen sachlich behandeln können.

Ich wünsche uns allen einen guten Verlauf dieser Tagung.

I. SITZUNG

REAKTOR-STRAHLENSCHUTZ

VORSITZENDER: F. ALDER

1950

1951

1952

STRAHLENSCHUTZERFAHRUNGEN BEI REPARATURARBEITEN IM KERNKRAFTWERK LINGEN

R. BÖDEGE

KERNKRAFTWERK LINGEN GMBH, LINGEN

Zusammenfassung

Es wird über Erfahrungen während größerer Reparaturen bei KWL berichtet. Es wird auf die erforderlichen Änderungen der Organisation und der Einrichtungen eingegangen. Die zunehmende Kontamination aus Spaltprodukt- und Korrosionsproduktaktivität führt zu erheblichen zusätzlichen Aufwendungen. Die Dosisbelastung der eigenen Mitarbeiter erreichte so hohe Werte, daß in einigen Fällen die Vierteljahresdosis erreicht wurde. Die Einführung der Glasdosimeter hat sich bewährt und zur genaueren Eingrenzung der empfangenen Dosis beigetragen. Stichprobenweise Kontrollen auf Inkorporation ergaben, daß die Überwachung der Arbeitsplätze ausreichend ist.

1. Einleitung

Der bisherige Betrieb der Demonstrationskraftwerke in der BRD hat gezeigt, daß wesentliche Probleme für den Strahlenschutz während Reparaturphasen auftreten. Spaltprodukt-Aktivitäten aus Brennelementschäden, Korrosionsprodukte, Leckagen im Primärkreis, Unzugänglichkeit und mangelnde Lüftung haben zu den Schwierigkeiten beigetragen. Im folgenden soll eine Übersicht über die Probleme gegeben werden, die sich im Laufe der Zeit für KWL gestellt haben, wobei das Hauptgewicht auf der Personenüberwachung liegt.

2. Begehbarkeit des Containments

Für die Wartung und Reparatur der Anlage ist es erstes Erfordernis, daß die Mannschaft das Reaktorgebäude möglichst ohne Einschränkungen betreten kann, damit die Dosismarge nicht schon auf dem Weg zum Arbeitsort oder während der Vorbereitung der Reparatur verbraucht wird. Während des Leistungsbetriebes gelangen durch die Leckagen im Primärkreis oder in den Hilfskreisläufen Aerosole ins Gebäude. Je nach Höhe der Aerosolaktivität ist eine Beschränkung der Aufenthaltsdauer oder sogar der Einsatz von Schutzgeräten nötig (§ 31,2 der 1. SSVO). Als solche können Gesichtsmaske mit Atemschutzfilter oder Vollschutzanzug mit Fremdbelüftung eingesetzt werden, erstere etwa bis zum 100-fachen der Werte, die in Anlage 2 der 1. SSVO angegeben sind. Tabelle I zeigt die Begehbarkeit des Reaktorgebäudes bei KWL in den Jahren 69, 70 und 71 aufgeteilt in 3 Klassen.

Tab. I Begehbarkeit des Reaktorgebäudes in Tagen

	1969	1970	1971
Ohne Atemschutzeinrichtung	103	189	309
Mit Gesichtsmaske und Filter	256	142	48
Mit Vollschutzanzug und Preßluftatmer	6	34	8

Anfänglich waren es vor allem die kurzlebigen Edelgastöchter Rb 88 und Cs 138, die den Hauptanteil der Aerosolaktivität ausmachten. Im Laufe der Zeit kamen dann die Jodisotope zum Tragen. Jetzt herrschen wieder Rb und Cs vor. Aus der Tabelle I erkennt man, daß die Begehbarkeit stark verbessert wurde. Dazu haben neben der Neufestsetzung der Richtwerte für Rb 88 und Cs 138 die Beseitigung von Leckagen, Verbesserung der Lüftung und der Einsatz von verbesserten Spindelabdichtungen beigetragen. Aber noch immer sind ernste Beschränkungen über kürzere Zeit nicht auszuschließen.

An einem Beispiel sollen die auftretenden Probleme, die sich aus dieser Situation ergeben, verdeutlicht werden: Das Vorsteuerventil eines Sicherheitsventils wurde undicht, und es mußte eine Vorrichtung für Absaugung der Dampfschwaden angebracht werden. Um die Ortsdosis möglichst weit zu reduzieren, wurde die elektrische Leistung auf 100 MW abgesenkt. Die Konzentration der Aerosole lag zwischen dem 10- und 100-fachen der Werte in Anlage 2 der 1. SSV0, und demnach hätte Gasmasken als Schutzmaßnahme ausgereicht. Da diese aber den Schweißer in seiner Bewegungsfreiheit stark behindert hätte, zog er Vollschutzanzug mit Preßluftatmer vor, was eine unnötige Kreislaufbelastung darstellt (Wärmestau).

3. Strahlenschutz im Stillstand

Am ersten längeren Stillstand (10 Tage, August 1969) hat sich gezeigt, daß die Umkleideeinrichtungen und die Räume vor der Reaktorschleuse wesentlich zu klein dimensioniert waren. Außerdem war durch die Vermischung der ein- und ausgehenden Personenströme unmittelbar vor der Reaktorschleuse eine erhebliche Verschleppungsgefahr für Kontamination aufgetreten. Im Rahmen des Möglichen wurde ein Umbau der Umkleide- und Waschräume vorgenommen, der auf begrenzter Fläche eine Neuverteilung der Personenströme gestattet. Zu diesem Thema wird im folgenden Vortrag noch näher Stellung genommen werden.

Ein weiteres Problem war die Verarbeitung der anfallenden radioaktiv kontaminierten Wäsche. Es wurde eine Stufe "Einweichen" vor dem Waschen eingeführt, wo Wasser hoher Radioaktivitätskonzentration in kleinen Mengen anfallen und zum Verdampfer geführt werden können. Dadurch gewinnt man weiter den Vorteil, daß die Aktivität im nassen Zustand bleibt und so leichter aus der Wäsche entfernt werden kann.

Außerdem wurde aufgrund dieser Erfahrungen die Überwachung der Arbeitsplätze weiter verbessert und automatisiert. Durch Aufstellung von Monitorgeräten für die direkte Strahlung und Aerosolaktivität, die bei Überschreiten eines einstellbaren Grenzwertes Alarm auslösen, konnte die Frequenz der stichprobenartigen Kontrollen an besonders gefährdeten Arbeitsplätzen durch den Strahlenschutz herabgesetzt werden. Vor besonders kontaminationsgefährdeten Plätzen wurden Umkleidestationen eingerichtet, an denen Zusatzkleidung angelegt oder kontaminierte Wäsche gewechselt werden konnte. Heute werden nur noch Einwegüberschuhe verwendet und in Räumen, wo mit radioaktiv kontaminiertem Wasser am Boden gerechnet werden muß, Gummistiefel getragen.

Die strategischen Punkte im Reaktorgebäude wurden dauernd durch Wischtests auf Kontamination überwacht. Es hat sich als nötig erwiesen, eine Dekontaminationstruppe von ca. 4 Mann pro Schicht für die schnelle Beseitigung auftretender Kontaminationen einzusetzen. Dies ist besonders wichtig in den Räumen vor der Personenschleuse, um Verschleppung von Kontamination zu vermeiden und den Strahlungspegel in der Nähe der Hand-Fuß-Monitore niedrig zu halten. Um ganz sicher zu gehen, wurde an der Kraftwerkspforte noch ein letzter Hand-Fuß-Monitor aufgestellt. Hier konnten die Kontrollen gegen den echten Nulleffekt erfolgen. Die geschilderten Maßnahmen haben zum vollen Erfolg geführt.

Während der Stillstände der Jahre 1970 und 71 stand die Kontamination von Anlagenteilen im Vordergrund /1/. Während in der ersten Woche nach dem Abschalten noch das Jod 131 den überwiegenden Anteil der Aerosol- und der Kontaminationsaktivität stellte, waren

später nur noch Co 60 und Co 58, Ce 144, Zr 95 und Nb 95 maßgebend. Dabei können letztere sowohl als Spaltprodukt- als auch als Korrosionsproduktaktivitäten auftreten.

Tab. II Dosisleistungen im Primärkreis von KWL, Messungen während des Stillstandes 1970 nach zweijähriger Betriebsdauer

Anlagenteil	Dosisleistung (mr/h)
Schiebergehäuse W 1 (vor der Primärreinigungspumpe)	5 000
Saugleitung der Primärreinigungspumpen	8 000-10 000
Rohrleitung vor dem Saugschieber der Zwangsumlaufpumpe I	1 000
Umgehung am Druckschieber der Zwangsumlaufpumpe II	6 000
Umgehung am Druckschieber der Zwangsumlaufpumpe I	5 000
Entleerung am Druckschieber der Zwangsumlaufpumpe I	28 000
Entleerung am Saugschieber der Zwangsumlaufpumpe I	40 000

Im Jahre 1970 war die erste Reihe von großen Wiederholungsprüfungen und größeren Reparaturen im Kontrollbereich vorzunehmen. In Tabelle II sind die an verschiedenen Orten gemessenen Dosisleistungen zusammengestellt. Sie waren so hoch, daß man einige für diesen Stillstand geplante Änderungen auf 1971 verschieben mußte, um bei den räumlich engen Verhältnissen (siehe Fig. 1) die Abschirmungen besser vorbereiten zu können. In der Tabelle III sind die während des Stillstandes 1971 erhaltenen Dosisbelastungen in manrem nach Arbeitsgebieten getrennt aufgestellt. Der hohe Dosisanteil für Hilfsdienste und Aufsichten, die über den Strahlenschutz hinaus nötig wurden, erklärt sich wohl auch daraus, daß diese Personen im Zuge ihrer Aufgaben in die Arbeiten mit eingegriffen haben und somit eine klare Trennung der eigentlichen Aufsicht und der Arbeit nicht möglich ist. Die Dosisleistungen an der Zwangsumlaufpumpe lagen in der Größenordnung von 40 rem/h, wie Tabelle I zeigt. Wenn auch die Positionen 3 und 4 der Tabelle III nicht ganz klar zu trennen sind, kann man doch sagen, daß ohne die Änderungsarbeiten für die Inspektion, Demontage und Remontage der einen Zwangsumlaufpumpe etwa 50 manrem hätten aufgewendet werden müssen.

Tab. III Belastung (in manrem) nach Arbeitsgebieten im Stillstand KWL 1971

1) Brennelement-Wechsel und -Inspektion einschl. Öffnen und Schließen des Reaktordruckgefäßes	33
2) Arbeiten am Steuerstabantrieb- und Schnellabschaltsystem	12
3) Änderungen an Zwangsumwälzpumpen, Reaktordruckgefäß usw.	81
4) Arbeiten an den Zwangsumwälzpumpen	70
5) Arbeiten an Primärreinigungspumpen, Sicherheitsventilen	33
6) Reparatur der FD-Schieber	36
7) Beizen und Dekontamination	43
8) Abschirmungsbau	42
9) Strahlenschutz	28
10) Isolier- und Maurerarbeiten	36
11) Aufsicht durch Meister und Begehungen	49
Summe	463

Während des Stillstandes 1971 waren unter einem Ingenieur 3 x 3 Strahlenschutztechniker eingesetzt, die eine ständige Überwachung an den Stellen höchster Kontamination garantierten, das waren nacheinander das Reaktordruckgefäß, die Zwangsumlaufpumpen und die Frischdampfschieber. An diesen Punkten und vor dem Steuerstabantriebsraum waren Um-

kleidestationen fest eingerichtet. Durch den ständigen Einsatz des Dekontaminationstrupps (der vor allem während der ruhigeren Nachtstunden die Hauptlast seiner Arbeit bewältigte) konnten die Dekontaminationen in den begehbaren Bereichen niedrig gehalten werden. Außerdem wurden alle Schweiß- und spanabhebenden Arbeiten grundsätzlich unter Atemmaske durchgeführt, ebenso das Öffnen von Kreisläufen, wo mit Austritt radioaktiven Wassers gerechnet werden mußte. Der Einsatz von Einweg-Plastiküberschuhen hat nicht nur die Konzentration der anfallenden Abwässer stark erniedrigt, sondern auch die Belegung der Waschmaschinen reduziert. Insgesamt müssen in einem solchen Stillstand ca. 500.000 DM an Personalkosten für den Strahlenschutz aufgewendet werden.

4. Personendosis

Für die Stillstandsarbeiten 1971 wurden eine ganze Reihe von Fremdmonteuren eingesetzt, die eine Dosis von 413 manrem erhielten, während das KWL-Personal 132 manrem auf sich nahm. Die Verteilung der Dosisbelastung des KWL-Personals in den Jahren 1970 (einschließlich Okt. - Dez. 69) und 71 ist in der Fig. 2 zusammengestellt. Aus dem etwa parallelen Verlauf beider Kurven im mittleren Teil ergibt sich, daß die Mehrzahl der Personen um ca. 500 bis 1.000 mrem höher belastet worden ist. Zwar hatte niemand die 3 rem in 13 Wochen überschritten, doch eine erhebliche Anzahl von Personen die betriebsinterne Vorschrift, nach der in 13 Wochen 1,5 rem nicht überschritten werden sollten (dies gilt nicht im Stillstand). Sie mußten deshalb für Wochen oder Monate an anderen Stellen eingesetzt werden. Tabelle IV zeigt noch einmal Summendosis und mittlere Dosis für das KWL-Personal. Der Mittelwert von rd. 1.850 mrem/a deutet eine relativ hohe Belastung bereits an. Berücksichtigt man aber weiter, daß die höchsten Dosen diejenigen erhalten, die als Ingenieure oder als Facharbeiter zu den unentbehrlichen Spezialisten zählen, so wird klar, welche Bedeutung der Dosismessung im Reparaturbetrieb zukommt.

Tab. IV Dosisbelastung des KWL-Personals

	1970	1971
Summendosis (manrem)	151	232
mittlere Dosis (mrem)	1.394	1.845

Mit Genehmigung der zuständigen Behörde sind daher seit etwa einem Jahr Glasdosimeter nach Kiefer-Maushart-Piesch /2,3/ im Einsatz, nachdem über Vorversuche geklärt wurde, daß sie den Energiebereich erfassen können, der bei KWL vorliegt. Die Fig. 3 zeigt den Vergleich (im Bereich von 100 - 1500 mrem) zwischen den aus Glasdosimetern und Filmdosimetern gemessenen Dosen gegenüber solchen aus Stabdodosimetern, deren Anzeigen addiert wurden. Im letzten Punkt sind alle Abweichungen zusammengefaßt, die größer 100 % sind.

Es sei darauf hingewiesen, daß die Filmdosimeter und Glasdosimeter nicht am gleichen Ort zur gleichen Zeit getragen wurden, sondern die Filmdosimeterwerte aus der Zeit vor dem Stillstand 1971, die Glasdosimeterwerte aus dem Stillstand 1971 stammen. Außerdem treten durch die Summation der Stabdodosimeterwerte Fehler auf, die nur schwierig abzugrenzen sind. Schon die Ablesung der Einzelwerte durch die Träger enthält neben der unvermeidlichen Streuung und den persönlichen Fehlern eine finale Komponente. Je nach seiner persönlichen Einstellung möchte der eine Ableser einen möglichst hohen, der andere einen möglichst niedrigen Wert erreichen.

Bei aller Unzulänglichkeit der angewendeten Vergleichsmethoden scheint eine Aussage möglich. Die Abweichungen haben bei den Glasdosimetern ein ausgeprägtes Maximum bei etwa 25 %, und damit ist eine klarere Ermittlung der Personendosis möglich als mit den Filmdosimetern, die kein ausgeprägtes Maximum aufweisen. Zu den entscheidenden Vor-

teilen der Glasdosimeter zählt aber die schnelle Auswertbarkeit; der Betrieb kann besser disponieren, da in Sonderfällen sofort nach Eingang der Glasdosimeter bei der Auswertestelle in Karlsruhe das Ergebnis vorliegt und somit die Spezialisten gezielter eingesetzt werden können.

5. Inkorporationsmessungen

Wie bereits oben erwähnt, geschieht die Überwachung der Arbeitsplätze durch summarische Kontrollen. Lediglich an ganz besonderen Stellen wurde während der Arbeit vom Strahlenschutzpersonal durch Stichproben in kürzeren Zeitabständen kontrolliert. Eine einmal gegebene Anweisung (z.B. Atemschutzmaske zu tragen) muß damit nicht unbedingt in allen Fällen befolgt worden sein. Damit war die Frage zu stellen, ob diese Methode der Überwachung genügt.

Es wurden daher während des Stillstandes 1971 Inkorporationsmessungen an einem Personenkreis (eigenes + Fremdpersonal) durchgeführt, der als repräsentativ für die Arbeiten anzusehen ist /4/. Dabei wurden an Personen, die als unbelastet gelten konnten, weil sie auf der Schaltwarte oder nicht im Kontrollbereich tätig gewesen waren, Werte in der Umgebung von 0,1 % der max. zulässigen Körperbelastung gemessen. Die Fig. 4 zeigt die Verteilung der Inkorporationen in Prozent der MPBB für 76 Personen. Das wesentliche Isotop, das auftrat, war das Co 60. Die Insel zwischen 6 und 8 % betrifft insgesamt 4 von 14 Personen, die am Reaktordruckgefäß oder Primärkreis arbeiteten und untersucht wurden. An dem schnellen Abklingen dieser Werte zeigte sich, daß die effektive Halbwertszeit von Co 60 offensichtlich aus mehreren Komponenten zusammengesetzt sein muß, wie auch an anderer Stelle gezeigt /5/. Bemerkenswert erscheint die Tatsache, daß die erfahrenen Personen am wenigsten inkorporiert hatten (Radiochemie, Strahlenschutz, Schweißer).

6. Schlußfolgerungen

Die Erfahrungen aus 3 Stillständen, davon 2 mit Brennelementwechsel, großen Wiederholungsprüfungen und großen Reparaturen, lassen - neben dem allgemeinen Grundsatz, daß Kontamination möglichst am Entstehungsort zu bekämpfen ist - folgende Schlüsse zu:

1. Die Luftführung im Gebäude von niedrig-aktiven zu höher-aktiven Räumen ist von herausragender Bedeutung und sollte möglichst auch im Stillstand gewährleistet sein, wenn die Thermik nicht ins Gewicht fällt.
2. Für die Umkleide- und Duschräume ist genügend Platz zur Verfügung zu stellen, so daß Kreuzung und Vermischung von Personenströmen entfällt.
3. Durch die Einrichtung von Umkleidestellen unmittelbar vor den besonders gefährdeten Arbeitsplätzen wird die Verschleppung von Kontamination herabgesetzt.
4. Durch den Einsatz eines Dekontaminiertrupps wird die Kontamination der Fußböden gering gehalten.
5. Für den gezielten Einsatz der Spezialisten ist eine schnelle Information über die empfangene Dosis wichtig.
6. Die Überwachung hat sich als ausreichend erwiesen.

Zum Schluß eine Bemerkung zu diesem letzten Punkt, der angesichts der augenblicklichen Situation immer mehr an Bedeutung gewinnt. Kein Kernkraftwerksbetrieb kann es sich leisten, die große Zahl von Strahlenschutztechnikern und Hilfspersonen fest anzustellen, die während solch langer Stillstände mit größeren Reparaturen benötigt werden. Die Erfahrung hat aber gezeigt, daß für die ausreichende Überwachung geschultes Personal und der Einsatz von Dekontaminiertrupps unumgänglich sind. Die Betriebe werden deshalb immer auf Dienstleistungsunternehmen angewiesen bleiben, die ihnen Personal auf Zeit ab-

stellen. Hier zeichnet sich ein Engpaß in der Bundesrepublik ab. Es sind daher Anstrengungen nötig, Strahlenschutztechniker in größerer Zahl auszubilden, denn nur sie können die nötige Schutzfunktion erfüllen, und auch nur so lange, wie keine Interessenkollisionen entstehen.

Ich möchte Herrn Ing. Wegjan für seine wertvolle Hilfe bei der Sichtung und Zusammenstellung des Materials herzlich danken.

7. Literatur

- /1/ W. Ahlfänger, G. Herbsleb und G. Resch: Dekontamination nuklearer Anlagenteile, Sonderheft VGB-Speisewassertagung 1971, S. 41 - 46.
- /2/ E. Piesch: Atompraxis 10, Direct Information 17/64 (1964)
R. Maushart und E. Piesch: Atompraxis 12, Direct Information 10/65 (1965)
- /3/ R. Maushart und E. Piesch: Externer Bericht 20/66-2 des KFZK (Nov. 66)
- /4/ Interner Bericht über Inkorporationsmessungen mit dem fahrbaren Ganzkörperzähler der GSF Neuherberg. KWL 1971, unveröffentlicht
- /5/ Newton + Rundo: Health Physics 21 (1971), p. 377-384

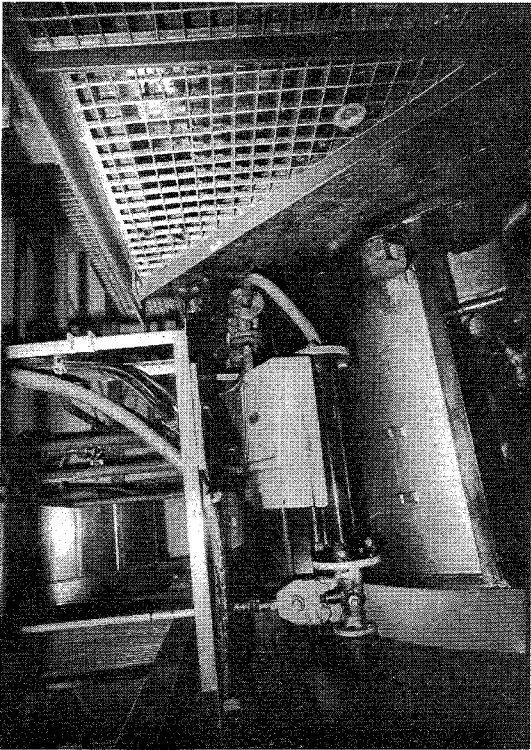


Fig. 1

Blick auf eine der Zwangsumlaufpumpen

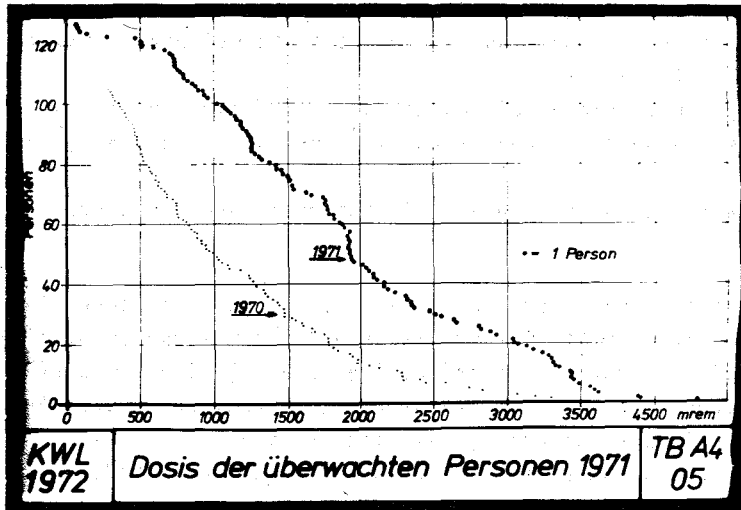


Fig. 2

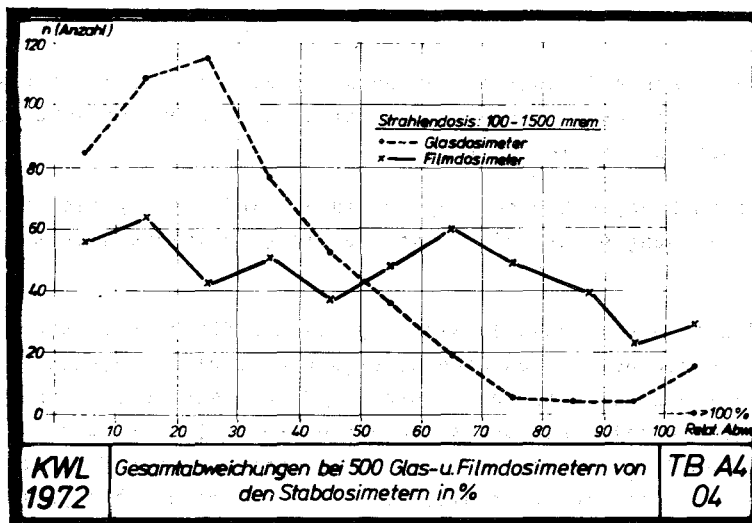


Fig. 3

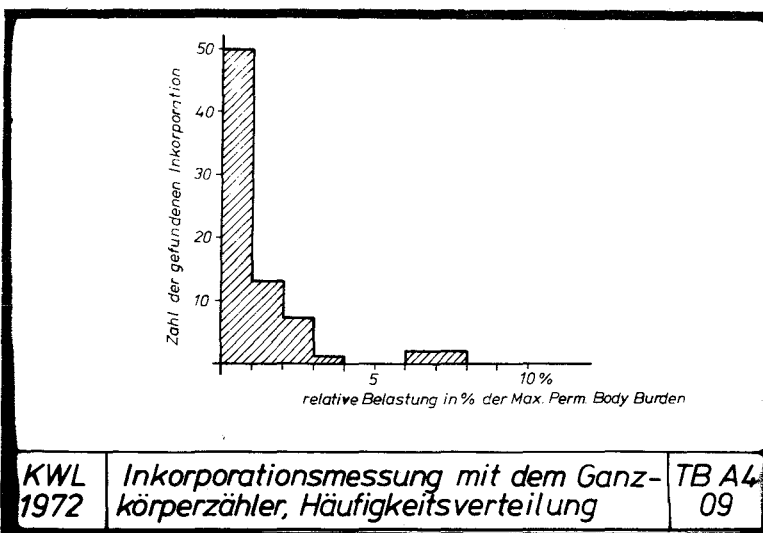


Fig. 4

DISKUSSION

MAUSHART: Mich interessieren noch einige nähere Angaben zu den von Ihnen verwendeten Glasdosimetern. Wie viele Dosimeter sind bei Ihnen eingesetzt, in welchen Zeiträumen werden sie getragen und wer wertet sie aus?

Außerdem erörtern Sie, daß geprüft worden sei, ob die Dosimeter für den im Kraftwerk vorkommenden Strahlungsenergiebereich verwendbar sind. Welches ist dieser Energiebereich?

Und schließlich würde ich noch gerne wissen, ob Sie die Dosimeter auch in Lingen selbst auswerten?

BÖDEGE: Die Zahl der eingesetzten Glasdosimeter entspricht der zu überwachenden Personenzahl, im Normalbetrieb ca. 120, im Stillstand bis zu 500. Normalerweise wird als Zeitspanne 1 Monat gewählt, bei besonderen Anlässen können es einige Stunden Bestrahlung sein, nach denen die Glasdosimeter in das Kernforschungszentrum Karlsruhe, Abteilung Strahlenschutz und Sicherheit zur Auswertung geschickt werden.

Der Energiebereich bei der Vorprüfung umfaßte γ -Energien bis herab zu 50 keV.

Wir haben ein Auswertegerät angeschafft und können damit Gläser normaler Abmessungen auswerten. Vorläufig geschieht die offizielle Auswertung aber nur durch das Kernforschungszentrum Karlsruhe.

PYCHLAU: Sie haben eine Einheit "manrem" benutzt. Können Sie diese Einheit bitte erklären und sagen, wo sie definiert ist. Warum verwenden Sie nicht die Größe "Personendosis", wie sie für Strahlenschutzmessungen definiert ist?

BÖDEGE: Ich habe mich dem Gebrauch angeschlossen, der versucht, auf diese Weise eine Unterscheidung zwischen der Belastung eines Kollektivs und eines Individuums zu treffen.

RAUSCH: Der Begriff "manrem" erscheint sinnvoll, wenn die gesamte Strahlenbelastung einer Personengruppe oder für einen bestimmten Arbeitsvorgang beschrieben werden soll. Strahlenbiologisch sinnvoll ist dieses Verfahren jedoch nur dann, wenn es sich um die Betrachtung von Strahlenschäden handelt, bei denen man von einem ZF (Zeitfaktor) nahe 1 und vor allem von einer linearen Beziehung zwischen Dosis und biologischer Wirkung ausgehen kann, nach dem derzeitigen Stand der Kenntnisse also wohl besonders bei genetischen Strahlenschäden und evtl. Carcinogenese.

STRAHLENSCHUTZERFAHRUNGEN BEI REPARATURPHASEN DES KERNKRAFTWERKES GUNDEMMINGEN

N. EICKELPASCH

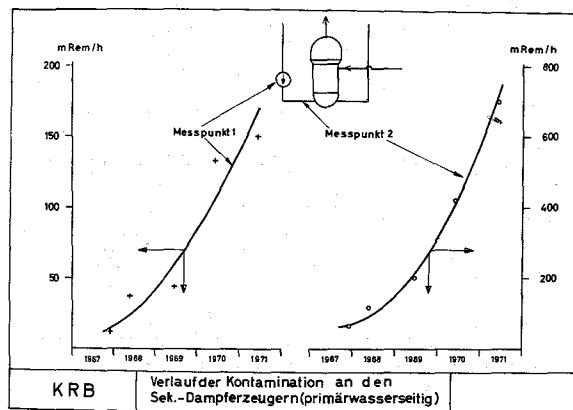
KERNKRAFTWERK RWE-BAYERNWERK GMBH,
GUNDEMMINGEN

1. Einleitung

Die Aktivitäts- und Strahlenschutzverhältnisse bei der für Wartungs- und Revisionsarbeiten und Brennelementwechsel abgeschalteten Anlage müssen als zunehmend problematisch bezeichnet werden. Die Zunahme der Verschmutzung, vor allem des Wassersystems mit aktivierten Korrosions- und Spaltprodukten, bestimmt die Schwierigkeiten bei den Wartungsarbeiten und die Strahlenbelastung des Personals.

2. Kontamination der Kreisläufe

In folgender Abbildung ist der Verlauf der Kontamination an zwei typischen primärwasserführenden Komponenten - Pumpe und Rohrleitung des Umwälzkreislaufes - ersichtlich:



Jeder Punkt dieser Darstellung stellt den Mittelwert aus drei Meßpunkten dar, da bei KRB drei solcher Umwälzkreisläufe vorhanden sind. Man erkennt eine nahezu quadratisch zunehmende radioaktive Verschmutzung des Primärwasserkreislaufes, die zu Wartungsschwierigkeiten führt, die mehr als quadratisch zunehmen. Die Ablagerung an der Rohrleitung ist etwa 4 mal höher als an der Pumpe, was wohl bedingt ist durch den Selbstreinigungseffekt der Pumpe.

Das Material der Umwälzkreisläufe ist wie fast alle Primärkreiskomponenten aus dem Werkstoff 4301, also einem normalen Edelstahl. Mittels einer Wischprobe aus dem Innern eines Sekundärdampferzeugers wurde die Zusammensetzung der Ablagerung mit Hilfe eines Halbleiterdetektors wie folgt ermittelt: 40 % der Aktivität war Co 58, 13 % Co 60, 24 % Fe 59, 17 % Mn 54 und 6 % Zn.

Chemische Untersuchungen der Ablagerung zeigen, daß mehr als 70 % aus Eisenoxiden und der Rest vorwiegend aus Nickeloxid und Kupferoxid besteht. Es ist anzunehmen, daß die große Menge der Korrosionsprodukte speisewasserseitig, d.h. aus der Vorwärmerstrecke, in der vorwiegend C-Stahl und Kupfer-Nickel-Legierungen verwendet wurden, in die Kreisläufe gelangt.

Die Herkunft der aktivitätsmäßig vorherrschenden Kobalt-Isotope, die mehr als 50 % der Gesamtaktivität ausmachen kann, stammt aus dem Kobaltanteil des Primärkreiswerkstoffes, aus dem Messing der Kondensatorrohre und über eine n- α -Reaktion aus dem Cu 63 des Vorwärmermaterials.

Der in obiger Abbildung gezeigte Verlauf der Kontamination gilt als typisch für fast alle primärwasserseitigen Anlagekomponenten, wie z.B. die Primärreinigungsanlage, die Steuerstabantriebe, das Leerlaufkühlsystem und das Druckgefäß. Die absolute Höhe der Direktstrahlung, d.h. die Menge der Ablagerungen ist jedoch stark unterschiedlich. Überall dort, wo die Kühlmittelgeschwindigkeit gering wird, sind die Ablagerungen am größten. Das gilt für tote Räume in Rohrleitungen und Ventilen, für Flanschverbindungen, Rohrleitungen mit großem Querschnitt, blindgeflanschte Stutzen, Entwässerungsleitungen etc. Es läßt sich sagen, daß bei der Auslegung einer Anlage, so z.B. bei der Rohrleitungsführung, wesentliche Vorkehrungen zur Verhinderung von Ablagerungen getroffen werden können. Hierzu werden einige Beispiele angeführt.

Auf der Dampfseite ist die radioaktive Verschmutzung wegen des hohen Abstreiffaktors der radioaktiven Feststoffe beim Übergang von der Wasser- zur Dampfphase wesentlich geringer und bewirkt keine wesentlichen Arbeiterschwernisse. In folgender Abbildung ist die Kontamination an einigen dampfseitigen Anlageteilen aufgetragen:

	Kontamination an verschiedenen Anlageteilen (korrigiert auf den Zeitpunkt der Abschaltung)									
	Direktstrahl $\gamma + \beta$ mS/h	J-131 $\mu\text{Ci}/\text{cm}^2$	J-133 $\mu\text{Ci}/\text{cm}^2$	Ce-141 $\mu\text{Ci}/\text{cm}^2$	Cs-137 $\mu\text{Ci}/\text{cm}^2$	Co-58 $\mu\text{Ci}/\text{cm}^2$	Co-60 $\mu\text{Ci}/\text{cm}^2$	Ba/La 140 $\mu\text{Ci}/\text{cm}^2$	Fe-59 $\mu\text{Ci}/\text{cm}^2$	Cs-134 $\mu\text{Ci}/\text{cm}^2$
Turb-schaufeln Stufe IV GS ₂₀	50	$25 \cdot 10^{-2}$	$5 \cdot 10^{-2}$	$1 \cdot 10^{-3}$	$25 \cdot 10^{-4}$	$23 \cdot 10^{-3}$	$7 \cdot 10^{-4}$	$24 \cdot 10^{-3}$	$42 \cdot 10^{-4}$	-
Kondensat- pumpe III +	450	$48 \cdot 10^{-1}$	-	$14 \cdot 10^{-2}$	$12 \cdot 10^{-3}$	$8 \cdot 10^{-1}$	$32 \cdot 10^{-2}$	$8 \cdot 10^{-4}$	$18 \cdot 10^{-2}$	$5 \cdot 10^{-3}$
Speisewasser- pumpe	5	-	-	$4 \cdot 10^{-5}$	-	$4 \cdot 10^{-3}$	$13 \cdot 10^{-3}$	-	$7 \cdot 10^{-4}$	-
PD-durchdring- ventil (D 44 a)	20	-	-	$7 \cdot 10^{-4}$	-	$7 \cdot 10^{-4}$	$4 \cdot 10^{-3}$	$16 \cdot 10^{-5}$	$35 \cdot 10^{-5}$	-
Druckgefäß- deckel	500	$48 \cdot 10^{-2}$	-	$1 \cdot 10^{-1}$	-	$74 \cdot 10^{-3}$	$2 \cdot 10^{-3}$	-	-	-
* Wurde durch Fehlschaltung mit Primärwasser beaufschlagt.										

Man erkennt, daß die aktivierten Korrosionsprodukte Co 58, Co 60 und Fe 59 etwa gleich stark vorhanden sind wie die Spaltprodukte, d.h. die Jod-Isotope, Cer 141, die Cäsium-Isotope und Barium-Lanthan. Die angegebenen Werte sind auf den Zeitpunkt der Abschaltung zurückgerechnet und sollen nur eine Vorstellung von der Größenordnung der Kontamination geben. Bei den ebenfalls in dieser Tabelle angegebenen ($\gamma + \beta$)-Dosisleistungen ist zu beachten, daß der β -Anteil bis zu 80 % ausmacht und somit der die Strahlenbelastung des Wartungspersonals bestimmende γ -Anteil kein Problem darstellt. Bezüglich der Kontamination der Turbine sei in diesem Zusammenhang auf die Literaturstelle *) verwiesen.

*) L. Lindner, N. Eickelpasch, et al.: Kontaminationsuntersuchungen an der direktbeaufschlagten Turbine des Kernkraftwerkes Gundremmingen, Atom und Strom, Heft 7/8 (1969).

3. Radioaktivität der Luft beim Öffnen des Druckgefäßdeckels

In folgender Abbildung ist die Radioaktivität der Luft in Höhe des Deckelflansches in Abhängigkeit von der Zeit nach dem Öffnen bei der Jahresrevision 1971 dargestellt:

Zeit nach dem Öffnen h	Xe-133 $\mu\text{Ci}/\text{cm}^3$	Xe-135 $\mu\text{Ci}/\text{cm}^3$	J-131 $\mu\text{Ci}/\text{cm}^3$	J-133 $\mu\text{Ci}/\text{cm}^3$	Cs-137 $\mu\text{Ci}/\text{cm}^3$
	0	$1,8 \cdot 10^{-3}$	$2 \cdot 10^{-4}$	$1 \cdot 10^{-7}$	$22 \cdot 10^{-8}$
1,5	$7,5 \cdot 10^{-4}$	$6 \cdot 10^{-5}$	$3 \cdot 10^{-8}$	$5 \cdot 10^{-9}$	$4 \cdot 10^{-9}$
3,5	$2,4 \cdot 10^{-4}$	$9 \cdot 10^{-6}$	-	-	-
5	$1 \cdot 10^{-4}$	$7 \cdot 10^{-6}$	-	-	-
12,5	$5 \cdot 10^{-5}$	$3 \cdot 10^{-6}$	-	-	-

Man erkennt die sehr hohe Xenon-Aktivität der Luft, die es nach den Vorschriften der "Ersten Strahlenschutzverordnung" notwendig machte, die Arbeiten für ca. 5 Stunden zu unterbrechen, da Xenon mittels Atemschutzmasken praktisch nicht zurückgehalten werden kann. Die Jod-Aktivität der Luft hätte einen Aufenthalt ohne Maske bereits nach ca. 1 Stunde ermöglicht. Die sehr hohe Xenon-Konzentration in der Luft war der Anlaß, daß bei der Jahresrevision 1972 das Deckelvolumen durch Anbringen von Schläuchen gespült und in den Abluftkanal entlüftet wurde. Hierdurch konnte die Jod-Aktivität der Luft um ca. den Faktor 10 und die Xenon-Aktivität um den Faktor 5 vermindert werden. Eine Unterbrechung der Arbeiten wegen der Xenon-Radioaktivität war für etwa 2 Stunden notwendig.

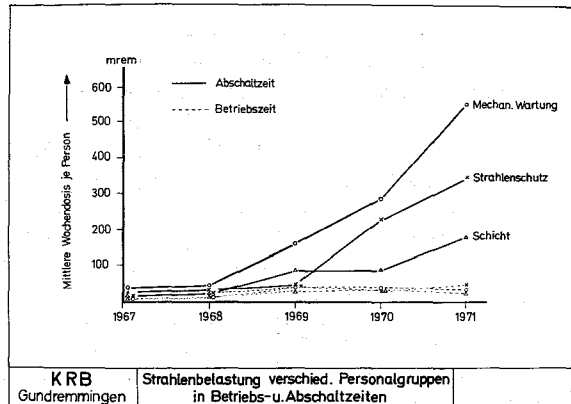
4. Dosisbelastung des Reparaturpersonals

Entsprechend der oben dargestellten stark zunehmenden Dosisleistung aufgrund von Ablagerungen auf der Primärwasserseite nehmen die erforderlichen Reparaturdosen bei Wartungsarbeiten zu.

In folgender Tabelle ist die Reparaturdosis für einige bei den Jahresrevisionen periodisch wiederkehrenden Arbeiten dargestellt. Es zeigt sich, daß die Mannrem-Zahlen stark zunehmen und schon jetzt erhebliche organisatorische und technische Maßnahmen (z.B. viele Tonnen Blei für Abschirmzwecke) notwendig machen.

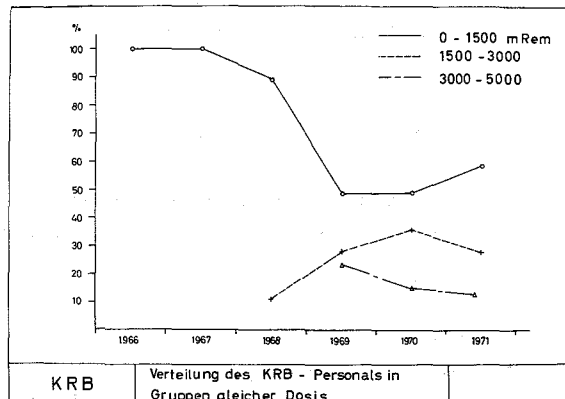
Art der Arbeit	Reparaturdosis [Mann-rem]		
	1969	1970	1971
Öffnen des Druckgefäßdeckels	1,450	1,700	2,460
Ausbau des Dampftrockners	1,340	1,560	0,520*
Einbau des Dampftrockners	3,100	3,300	3,600
Schließen des Druckgefäßdeckels	3,400	3,850	4,850
Revision von 10 Steuerstabantrieben	4,500	4,800	5,200
Revision an Armaturen der Primärreinigungsanlage	1,300	1,500	4,940
* Wasserstand höher als 1970			
KRB Gundremmingen	Reparaturdosen einiger typischer Arbeiten		

Im nächsten Bild ist der Einfluß der erhöhten Reparaturdosen auf die Dosisbelastung des KRB-Personals erkennbar:



Hier ist das Personal der mechanischen Wartung und des Strahlenschutzes besonders betroffen, das ca. 2/3 der gesamten Strahlenbelastung auf sich vereint. Man erkennt die großen Unterschiede der Strahlenbelastung in Abschalt- und Betriebszeiten.

Das nächste Bild zeigt die Verteilung des KRB-Personals in Gruppen gleicher Dosis. Man erkennt eine Konzentrierung des Anlagenpersonals insbesondere auf die mittlere Gruppe zwischen 1500 und 3000 mrem:



5. Auswertung einiger Erfahrungen

Die bisherige Erfahrung in Abschaltzeiten hat gezeigt, daß der Kontrollbereichsein- und -ausgang viel zu klein bemessen und nicht folgerichtig durchdacht war. Dies führte zu sehr großen Engpässen und erheblichen Schwierigkeiten bei der Überwachung. Es wurde mit sehr großem Aufwand im Jahre 1971 ein völlig neuer Kontrollbereichseingang geschaffen, der gerade rechtzeitig zur Jahresrevision fertiggestellt war und sich hervorragend bewährt hat. Es seien einige Daten genannt: Es gibt insgesamt 12 Waschbecken, 8 Duschen, für Fremdpersonal ca. 150 Wäscheboxen (für Unterwäsche, Socken, Schuhe etc.) und etwa gleich viele Kleiderhaken. Grundsätzlich gibt es nur noch "kalte" Spinde. Innerhalb des Kontrollbereiches werden sie aus Gründen des Raumbedarfes und der Überwachungsvereinfachung durch Wäscheboxen und Kleiderhaken ersetzt.

Es ist von großer Wichtigkeit, daß die Interessen des Strahlenschutzes schon bei der Arbeits- und Terminplanung für die Jahresrevision berücksichtigt werden und so z.B. Einfluß genommen wird auf die zeitliche Reihenfolge von Arbeiten und die aus Strahlenschutzgründen häufig notwendig werdenden zusätzlichen vorbereitenden Maßnahmen.

Es muß eine ausreichend starke (ca. 10 Mann) Dekontaminations- und Abschirmtruppe unter der Aufsicht des Strahlenschutzes vorhanden sein, die bereits vor Beginn des Abfahrens der Anlage zu Einschulungs- und Hilfszwecken da sein sollte.

Das Strahlenschutz-Überwachungspersonal sollte ca. 10 % des insgesamt im Kontrollbereich tätigen Personals ausmachen. Anlagefremdes Personal sollte auch hier vor Abfahren der Anlage eintreffen.

Es muß durch ein eindeutiges Schema (Formblatt) gewährleistet sein, daß keine neue Arbeit innerhalb des Kontrollbereiches begonnen wird, ohne daß der Strahlenschutz die Arbeitsstelle freigegeben hat.

The first part of the document discusses the importance of maintaining accurate records of all transactions. It emphasizes that proper record-keeping is essential for the integrity of the financial system and for the ability to detect and prevent fraud. The text also mentions the need for regular audits and the role of independent auditors in ensuring the reliability of financial statements.

The second part of the document focuses on the role of the accounting profession. It highlights the need for accountants to adhere to high standards of ethical conduct and to maintain their professional competence through continuous education. The text also discusses the importance of transparency and accountability in the accounting process.

The third part of the document addresses the challenges faced by businesses in the current economic environment. It discusses the impact of global economic uncertainty and the need for businesses to adapt to changing market conditions. The text also mentions the importance of innovation and the role of government in supporting business growth and development.

STRAHLENSCHUTZERFAHRUNGEN BEI REPARATURPHASEN AM DRUCKWASSERREAKTOR OBRIGHEIM

W. STEPHAN, F. WAGNER

KERNKRAFTWERK OBRIGHEIM GMBH, OBRIGHEIM

Zusammenfassung

Bei Reparaturphasen in einem Kernkraftwerk ist man bestrebt, in einer möglichst kurzen Zeit die anstehenden Reparatur-, Wartungs-, Inspektions- und Prüfarbeiten, zu denen der Brennelementwechsel hinzukommen kann, zu erledigen.

Für den Strahlenschutz ergeben sich daraus Überwachungsaufgaben für eine größere Zahl von Arbeiten und Personen. Der für die Durchführung dieser Aufgaben vorgenommene organisatorische Aufbau des Strahlenschutzes und die Arbeitsverteilung werden im einzelnen dargestellt.

Weiter werden besondere bei Reparaturphasen gewonnene Erfahrungen, z.B. in der Kontaminationskontrolle, in der Eingangs- und Ausgangskontrolle von Personen am Kontrollbereich und im Personaldurchgang durch den Hygienetrakt am Kontrollbereich mitgeteilt.

1. Einleitung

Reparaturphasen an einem Leistungsreaktor sind dadurch gekennzeichnet, daß in einer relativ kurzen Zeit eine größere Zahl von Reparatur-, Wartungs-, Prüf- und Inspektionsarbeiten durchgeführt werden müssen. Im allgemeinen werden während des jährlichen Brennelementwechsels der Großteil der nur bei Stillständen möglichen Arbeiten der obengenannten Art und insbesondere solche mit längerem Zeitbedarf durchgeführt. Mit dem Brennelementwechsel sind Arbeiten für das Öffnen des Reaktordruckgefäßes, den Austausch der Brennelemente, die Inspektion und Kontrolle von wiedereinzusetzenden Brennelementen und Regelstäben und das Verschließen des Reaktordruckgefäßes verbunden. Durch das Öffnen des Reaktordruckgefäßes beim Brennelementwechsel werden Inspektionen im Reaktorkessel möglich.

Die Vielzahl der durchzuführenden Arbeiten bedingt, daß gleichzeitig sehr viel Fremdpersonal, das zum Teil vorher noch nicht in Kontrollbereichen gearbeitet hat und mit den hier geltenden spezifischen Verhaltensmaßnahmen nicht vertraut ist, anwesend ist. Die Zahl der Kontrollbereichsbegehungen kann bis zu 600 und mehr pro Tag betragen. Aufgrund der durchzuführenden Strahlenschutzkontrolle einer größeren Zahl von Personen und Arbeiten ergibt sich die Notwendigkeit einer guten organisatorischen Planung des im Tag-Nacht-Schichtdienst unter Einbeziehung der Wochenenden erfolgenden Einsatzes des Strahlenschutzpersonals. Es muß gewährleistet sein, daß die Abwicklung der Strahlenschutzaufgaben wie Belehrungen, Dosiserfassungen, Dosisleistungskontrollen, Luftaktivitätsüberwachungen, Freigaben von Gegenständen aus dem Kontrollbereich, Bereitstellung und Reinigung von Schutzkleidung, Versorgung und Kontrolle der Umkleidestationen, Kontaminationskontrollen und Beseitigung von Bodenkontaminationen im gesamten Kontrollbereich, Beseitigung von radioaktiven Abfällen, Kontrolle der Aktivitätsabgaben usw.

sicher und zuverlässig ist und keine Beeinträchtigung seitens des Strahlenschutzes der nach einem strengen Terminplan verlaufenden Arbeiten erfolgt.

Neben den genannten größeren Reparaturphasen mit Brennelementwechsel ergeben sich aus verschiedenen Gründen gelegentlich Abschaltungen für die Reparatur bestimmter Komponenten mit geringerem Personaleinsatz. Die organisatorischen Maßnahmen für den Strahlenschutz und die von ihm durchzuführenden Aufgaben sind hier prinzipiell die gleichen. Wegen der geringeren Zahl der Arbeiten und des zu überwachenden Arbeitspersonals ist hier die Zahl der einzusetzenden Strahlenschutzpersonen entsprechend niedriger. Zum Beispiel kann gegebenenfalls eine starke Reduzierung des Nachtschichtpersonals vorgenommen werden.

Im folgenden wird zunächst auf die organisatorische Planung und die wesentlichen Aufgaben des Strahlenschutzes bei größeren Reparaturphasen eingegangen. Danach werden besondere Erfahrungen eingehender behandelt.

2. Organisatorischer Aufbau und Aufgaben des Strahlenschutzes bei Reparaturphasen

Wie einleitend gesagt wurde, wird für den Strahlenschutz ein Tag-Nacht-Schichtdienst eingerichtet.

Jeder Schicht steht ein Strahlenschutzschichtleiter vor. Ihm obliegt die Aufgabe, zentral den Einsatz des Strahlenschutzpersonals zu leiten. Er muß den Überblick über die im Gang befindlichen Arbeiten besitzen und seinem Personal die durch diese notwendig werdenden Überwachungsaufgaben zuweisen. Vor Beginn einer neuen Arbeit soll er mit dem Leiter der entsprechenden Arbeitskolonne die Arbeiten detailliert durchsprechen und die dazu erforderlichen Strahlenschutzmaßnahmen schriftlich festlegen. Seine Arbeit erfordert eine gute Erfahrung und ein überlegtes Handeln, da auch an ihn bei "Hochbetrieb" von verschiedenen Seiten zahlreiche Einzelaufgaben herangebracht werden, die er nicht unbeachtet lassen kann, aber von denen er sich auch nicht so weit ablenken lassen darf, daß der gute Überblick über das Gesamtgeschehen verloren geht.

Zur Strahlenschutzüberwachung bestimmter Arbeiten oder Gebäudeteile sind "vor Ort Aufsichtspersonen des Strahlenschutzes" vorgesehen. Hierzu können auch Personen aus anderen Bereichen des Kraftwerkes genommen werden, die eine entsprechende Ausbildung und Erfahrung besitzen und nach Abschluß der Reparaturphase wieder andere Tätigkeiten außerhalb des Strahlenschutzes ausüben. Die Verwendung von ausgebildetem Personal von entsprechenden Firmen und anderen kerntechnischen Anlagen hat sich bewährt.

Bei Arbeiten bei erhöhten Dosisleistungen, bei denen Dosimeterrückstellungen vor Ort und die Anwendung von Dosimetern an verschiedenen Körperteilen notwendig werden, wird der Strahlenschutzaufsichtsperson noch ein weiterer Mann für die Buchführung über den jeweiligen Arbeitseinsatz und die einzelnen Dosiswerte pro Arbeitsgang zugeteilt.

Es hat sich als zweckmäßig herausgestellt, daß das Auswechseln der Filter in den Staubprobensammelgeräten zur Überwachung der Aerosol- und Jodkonzentration an den verschiedenen Arbeitsstellen, in den einzelnen Gebäudeteilen und am Abluftkamin von einer dafür bestimmten Person vorgenommen wird. Hierzu kann Hilfspersonal verwendet werden. Die Filter können auch von diesen Personen an einem Methandurchflußzähler zum Erhalt eines Orientierungswertes über die Luftaktivitätskonzentration ohne Aufteilung in einzelne Nuklide ausgemessen werden.

Zur Kontaminationskontrolle und als Grundlage für den Einsatz von Reinigungskolonnen sind laufend Wischteste von Räumen und Fluren, insbesondere von denen, die näher zum Ausgang des Kontrollbereiches liegen, zu nehmen. Hiermit wird zumeist die gleiche Person, die das Auswechseln der Filter an den Staubprobensammelgeräten besorgt, beauftragt.

Für das Reinigen der Flure und Räume arbeitet zweckmäßig eine Kolonne von jeweils 3 Mann zusammen. Hierzu wird Personal einer Reinigungsfirma oder der Hofkolonne genommen. Der Einsatz von 2 Putzkolonnen während der Tageszeit ist gelegentlich notwendig geworden. Die Putzkolonnen übernehmen auch das Einsammeln von schwach radioaktiven Abfällen von den verschiedenen bezeichneten Ablagestellen und ihr Verpacken in Abfallfässer. Die Überwachung der Arbeit der Reinigungskolonne wird zumeist von einer Person des Strahlenschutzes, die Wischteste ausführt, oder die Wäscherei betreut oder dem Strahlenschutzleiter selbst ausgeführt.

Die aktive Wäscherei wird zumeist im Tag-Nacht-Schichtbetrieb besetzt. Die hierzu eingeteilte Person, der gegebenenfalls noch ein bis zwei Helfer von einer Reinigungsfirma oder der Hofkolonne zugeteilt werden, hat neben Wäschereinigung und der Wäschekontrolle die Aufgabe, saubere Wäsche zu den verschiedenen Umkleidestationen und den Kontrollbereichseingang zu bringen und schmutzige Wäsche von dort abzuholen sowie bestimmte Arbeitsplätze mit gereinigten Atemschutzmasken zu versorgen. Besondere Aufgaben sind das Reinigen von Atemschutzmasken, von Preßluftatmern und das Füllen von Preßluftflaschen.

An den Kontaminationsschleusen - den Stellen zum An- bzw. Ablegen von Überschuhen (und evtl. Schutzkleidung) - werden insbesondere bei Anwesenheit einer größeren Zahl von erstmalig im Kontrollbereich arbeitenden Personen Kontaminationsschleusenpfortner eingesetzt, die hier das ordnungsgemäße Verhalten zur Vermeidung des Verschleppens von Kontaminationen kontrollieren. Diese Pfortner überwachen zusätzlich die Einhaltung von besonderen Schutzanweisungen wie das Tragen von Atemschutzmasken und das Verschließen der Taschen an den Schutzanzügen bei Arbeiten am Reaktor- und Brennelementlagerbecken. Durch die zunehmende Vertrautheit des Personals mit dem Verhalten an Kontaminationsschleusen, die angeordnete nur einmalige Verwendung von Überschuhen und das häufige Einziehen von an den Kontaminationsschleusen abgelegten Überschuhen durch den Strahlenschutz, konnte in letzter Zeit die Zahl der Kontaminationsschleusenpfortner reduziert werden.

Am Eingang zum Kontrollbereich befindet sich ein mit Sichtmöglichkeiten ausgestatteter Raum für einen Pfortner zur Kontrolle der ein- und ausgehenden Personen sowie der in den Kontrollbereich ein- und herauszubringenden Werkzeuge, Geräte und Materialien, zur Ausgabe von Schutzkleidung und von Dosimetern, zur Registrierung und täglichen Ablesung der Stabdosisimeter sowie zur Kontaminationskontrolle und Dekontamination von Dosimetern. Für den Schichtbetrieb wird für den Pfortnerbetrieb hier zumeist Personal aus anderen Kraftwerksbereichen verwendet. Die Kontrolle des Fremdpersonals bei der Ausgangsprüfung auf dem Hand-Fuß-Kopf-Kleidermonitor und die Überwachung der Kontaminationsfreiheit von aus dem Kontrollbereich herauszunehmenden Gegenständen hat sich als sehr wichtig erwiesen. Bei Stoßzeiten hat sich das gelegentliche Aufstellen einer besonderen Überwachungs-person am Hand-Fuß-Kopf-Kleidermonitor bewährt. Der Pfortner hat auch streng zu kontrollieren, daß nur Fremdpersonal mit einem genehmigten Arbeitsauftrag den Kontrollbereich betritt und die Strahlenschutzkontrolle für die vorzunehmende Arbeit gewährleistet ist (Unterrichtung des Strahlenschutzschichtleiters vor Betreten des Kontrollbereiches durch eine Arbeitskolonne). Besonders zu Beginn einer Reparaturphase war es bisher notwendig, tagsüber einen zusätzlichen Mann im Pfortnerraum einzusetzen, der die Vordosen von ankommendem Personal aufnimmt, bei dem wiederholt festgestellten Fehlen dieser

Unterlagen oder von Nachweisen über die strahlenärztliche Untersuchung entsprechende Rücksprachen mit den jeweiligen Firmen hält, strahlenärztliche Untersuchungen für noch nicht untersuchtes Personal veranlaßt, Dosisbescheinigungen für abreisendes Personal ausstellt, die entsprechende Zahl von Dosimetern von der amtlichen Meßstelle besorgt und zur Auswertung zurückgibt, die Überwachungs- und Erhebungsbögen für die amtliche Dosimeterauswertungsstelle ausfüllt, schriftliche Dosismitteilungen an die jeweiligen Firmen gibt, die Dosiskartei für KWO- und Fremdpersonal führt und die Tagesdosiswerte für das auf dem Prozeßrechner des Kraftwerkes laufende Strahlendosisprogramm zusammenstellt. Es ist vorgesehen, bei weiterer Ausgestaltung des Dosisüberwachungsprogrammes schriftliche Arbeiten dieses Mannes so weit möglich vom Prozeßrechner übernehmen zu lassen.

Die Auswertung von Aerosol- und Jodfiltern auf Isotopenanteile wird an einem Meßplatz mit einem 1000-Kanal-Impulshöhenanalysator mit GeLi-Detektor außerhalb des Kontrollbereiches durchgeführt. Neben diesen Untersuchungen werden laufend mit diesem Analysator in einer Stahlmeßkammer Inkorporationsmessungen an abreisendem sowie an eigenem Personal vorgenommen. Hinzu kommen noch verschiedene Messungen wie z.B. von aktiven Wässern für die Chemiegruppe, von Wischproben, von Proben aus Dichtheitsprüfungen von bestrahlten Brennelementen etc. Dieser Meßplatz ist daher zumindest in ein- bis zweischichtigem Tagdienst besetzt, bei entsprechendem Bedarf wird dieser auch nachts besetzt.

Für die Strahlenschutz-, Sicherheits- und Atemschutzbelehrung des Fremdpersonals ist nur einschichtig eine Person eingeteilt, die während dieser Schicht noch andere Arbeiten, z.B. den Schichtdienst am 1000 Kanal-Impulshöhenanalysator oder Auswertarbeiten im Bereich des Strahlenschutzes übernimmt. Belehrungen, die außerhalb dieser Zeit notwendig werden, werden vom Strahlenschutzschichtleiter erledigt.

Die folgende Tabelle zeigt zusammenfassend einen typischen Organisationsplan für eine Reparaturphase:

P e r s o n a l e i n s a t z p l a n

	<u>Schicht 1</u>	<u>Schicht 2</u>	<u>etc.</u>
	<u>Pers.</u>	<u>Pers.</u>	
Strahlenschutzschichtleiter	1	1	
Strahlenschutz vor Ort	2-3	2-3	
Betreuung der Luftaktivitätsmeßstellen an den Arbeitsplätzen und der Abluftaktivitätsmeßstellen (Jod, Aerosole, Edelgase), Kontaminationskontrollen (Wischteste).	1	1	
Wäscherei und Betreuung der Umkleidestationen	1-3	1-3	
Pförtner an Umkleidestationen	1-3	1-3	
Reinigungskolonnen (Beseitigung von Abfällen)	3 u. mehr	3 und mehr	
Besetzung des 1000-Kanalanalysators (Auswertung der Luftüberwachung, Messung von Personeninkorporationen)	1	1	
Belehrungen	1 (Tagdienst)		
Pförtner am Eingang zum Kontrollbereich (Wäscheausgabe, Monitorkontrolle, Dosimeterablesungen)	1	1	
Dosiserfassung (ankommendes Personal, Erfassung der Tagesdosen und Weitergabe an Dosiskartei, Dosisnachweise für abgehendes Personal, Auswertung der Strahlenschutzmessungen, Behörden- u. Firmenkorrespondenz)	1 (Tagdienst)		

3. Besondere Erfahrungen und Arbeitsmethoden auf Seiten des Strahlenschutzes bei Reparaturphasen

3a Kontaminationskontrolle

Die Kontaminationen, die in Obrigheim vorwiegend aus aktivierten Korrosionsprodukten bestehen, lagern sich vom Primärwasser aus auf allen Teilen des Primärkreises und den zugehörigen Hilfssystemen ab. Bei Arbeiten an Teilen dieser Systeme sind daher gewisse örtliche Kontaminationen und Kontamination von Schutzkleidung und Werkzeugen nicht zu vermeiden. Die Kontaminationskontrolle des Strahlenschutzes muß daher darauf achten, daß die Kontaminationen vor Ort so gering wie möglich bleiben, eine Verschleppung möglichst nicht stattfindet und Inkorporationen nicht auftreten.

Die Gebiete, in denen arbeitsbedingt Kontamination nicht zu vermeiden sind, können nur über Kontaminationsschleusen betreten werden. In diesen Gebieten müssen in jedem Fall Überschuhe getragen werden. Befindet sich ein Arbeitsgebiet mit stärkerer Kontamination innerhalb eines Gebietes schwächerer Kontamination, so sind zusätzliche Überschuhe mit einer anderen Farbe als im davor liegendem Gebiet anzuziehen. Wie bereits erwähnt, wurde die Verschleppung von Kontaminationen über die Kontaminationsschleusen hinaus spürbar geringer, nachdem angeordnet wurde, Überschuhe nach Gebrauch in bereitstehende Behälter zu werfen und nicht wieder zu benutzen. Ein Fehlverhalten an einer Kontaminationsschleuse wirkt sich bei einmalig benutzten Überschuhen geringer aus als im anderen Fall. Der Einsatz von Kontaminationsschleusenpförtnern wird notwendig bei einer stärkeren Frequentierung von Kontaminationsschleusen durch Personal, das erstmalig in einem Kontrollbereich arbeitet, und an Stellen, an denen eine starke Kontamination zu erwarten ist.

Läßt sich bei den Arbeiten eine stärkere Kontamination des Overalls nicht vermeiden, so werden zwei Overalls getragen, so daß die Möglichkeit einer Kontamination der Unterwäsche oder des Körpers verringert wird. Durch das Ausziehen des äußeren Overalls an der Kontaminationsschleuse wird eine mögliche Kontamination sauberer Gebiete durch von dem Anzug sich lösende Kontaminationen ausgeschlossen.



Abb. 1: Aufbau einer Kontaminationsschleuse

Abbildung 1 zeigt eine typische Kontaminationsschleuse. Wichtig ist, daß die Behältnisse für saubere und schmutzige Wäsche sich direkt an der Schleuse in "greifbarer" Nähe des Benutzers befinden und die Beschriftungen gut sichtbar sind.

Die Herabsetzung höherer Aerosol-, Jod- bzw. Edelgasaktivitäten an bestimmten Arbeitsstellen wird durch eine örtlich starke Absaugung der Luft mittels eines transportablen Gebläses mit vorgeschalteten Aerosol- bzw. Jodfiltern vorgenommen. Hierdurch kann eine Arbeitserleichterung durch den Wegfall von zu tragendem Atemschutz erreicht werden.

Es hat sich als notwendig erwiesen, die Dosimeter täglich auf Kontaminationen zu prüfen und entsprechend zu dekontaminieren. Insbesondere zeigten sich bei der Auswertung von kontaminierten Filmdosimetern bei der amtlichen Meßstelle von den Kontaminationen hervorgerufen viele vereinzelte Schwärzungspunkte auf dem Film, die zu einer Überbewertung des Dosisbetrages führten. Diese Dosimeter werden daher nicht mehr verwendet.

Bei der Handhabung und dem Auswechseln von Aerosol- und Jodfiltern der Luftsaugergeräte ist streng darauf zu achten, daß diese zur Vermeidung von falschen Meßergebnissen nicht kontaminiert werden.

Da gewisse Kontaminationen von Meßplätzen innerhalb des Kontrollbereiches erfahrungsgemäß nicht auszuschließen sind, werden genauere γ -Isotopenanalysen an einem 1000-Kanal-Impulshöhenanalysator außerhalb des Kontrollbereiches durchgeführt. Die aus dem Kontrollbereich herauszunehmenden Proben werden ein zweites Mal am Ausgang vom Kontrollbereich sorgfältig in Plastik eingeschweißt.

3b Luftaktivitätsmessungen

Das Tragen von Atemschutzmasken, Preßluftatmern sowie von luftdichter Schutzkleidung führt zu einer Arbeiterschwerung. Neben der stärkeren körperlichen Belastung sind bei Arbeiten unter Atemschutz längere Arbeitszeiten und damit höhere Personendosen zu erwarten. Es muß daher das Bestreben des Strahlenschutzes sein, zu schnellen Meßergebnissen zu kommen, damit gegebenenfalls die Anweisung zum Ablegen des Atemschutzes angeordnet werden kann. Dieses Problem tritt vor allem zu Beginn einer Arbeit auf, bei der nicht von vornherein sicher feststeht, daß die Aktivitätskonzentrationen in der Luft die festgelegten Grenzwerte nicht überschreiten.

Da an einer gewissen Sammelzeit der Aktivität auf den Filtern nicht gespart werden kann, wird eine erste schnelle Auswertung der Filter an einem Betaeßplatz vorgenommen. Häufig zeigt sich hier schon, daß ein festgelegter Grenzwert, der auf einem Erfahrungswert für die Nuklidzusammensetzung beruht und einen Sicherheitsfaktor enthält, nicht überschritten wird. Wird dagegen der Grenzwert überschritten, so ist die genaue Auswertung nach Isotopenanteilen auf dem Gammaimpulshöhenanalysator nicht zu umgehen.

Wegen des Zeitaufwandes wird eine Alphaanalyse nicht im Routinebetrieb, sondern an repräsentativen Proben bereits vor den Reparaturphasen und bei Reparaturphasen bei Vorhandensein entsprechender Zeit durchgeführt, so daß gegebenenfalls Alphaaktivitäten durch einen Sicherheitsfaktor bei den einzelnen Messungen berücksichtigt werden können. Vor Ort aufstellbare Aerosolmeßgeräte mit einem hinter dem Filter befindlichen Detektor werden wegen der an den Arbeitsstellen vorhandenen Umgebungsstrahlung nicht verwendet. Weiter wurde festgestellt, daß beim Auftreten radioaktiver Xenonisotope diese auf den Filtern adsorbiert werden und das Meßergebnis verfälschen.

Problemlos ist dagegen die Überwachung der Arbeitsstellen auf radioaktive Edelgase. Hierzu wird Luft von den Arbeitsstellen in einem dünnen Plastikschauch, der gegebenenfalls eine Länge von 20 m und mehr besitzt, zu einem hinter einer Abschirmung in einem strahlenarmen Gebiet stehenden Meßplatz mit Methaninnenzählrohr gesaugt. Bei Überschreiten des Grenzwertes ertönt an der Arbeitsstelle ein Wecker, wodurch das Personal veranlaßt wird, den Arbeitsplatz zu verlassen. Erfahrungsgemäß sind die Zeiten solcher Xenonausbrüche zumeist gering, so daß das Personal in einer sicheren Entfernung auf das Aufhören des Weckersignals warten kann.

3c Strahlendosisüberwachung mittels Prozeßrechner

Ein wichtiges Mittel zur sicheren und schnellen Kontrolle der Personendosen und für die tägliche Arbeitsplanung ist ein mittels Prozeßrechner täglich erstellter Ausdruck mit Strahlendosisangaben von allen im Kontrollbereich arbeitenden Personen. Dieser Ausdruck gibt u.a. für jede Person die erreichte 13-Wochen-, Jahres- und Lebensaltersdosis und die Dosisfreibeträge an. Bei den Dosisfreibeträgen können betriebliche Reserven für unvorhergesehene Arbeiten berücksichtigt werden. Dieser Ausdruck wird dem Betriebsleiter, den Leitern von betrieblichen Werkstätten, den Leitern von bestimmten Arbeitsbereichen und dem Strahlenschutz zugestellt.

3d Ausbildung des Hygienetraktes

Aufgrund der gewonnenen Erfahrungen wird eine Erweiterung des Hygienetraktes am Eingang zum Kontrollbereich vorgenommen. Diese ist begründet durch die größere Zahl der bei Reparaturen im Kontrollbereich tätigen Personen gegenüber den Annahmen bei der Planung. Weiter ergab sich der Wunsch nach einem größeren Personendekontaminationsraum und einer Erhöhung der Zahl der Hand-Fuß-Kopf-Kleidermonitore, um größere Wartezeiten am Ausgang des Kontrollbereiches bei Schichtwechsel zu vermeiden. Die Erweiterung bezieht sich daher vor allem auf die Zahl der Umkleideschränke für Straßenkleidung, die Zahl der Plätze für die Ablage von Overalls, die Einrichtungen für die Personendekontamination und die Zahl der Kontaminationsmonitore. Die Wegführung konnte so gestaltet werden, daß kontaminiertes Personal beim Ausgang zwangsläufig von nichtkontaminiertem Personal getrennt wird und besondere Auskleide- und Dekontaminationsstationen passieren muß. Weiter war eine wünschenswerte Erweiterung und Umgestaltung der aktiven Wäscherei möglich und es konnten Warte- und Ruheräume für Personal gewonnen werden, das auf den Abschluß einer im Kontrollbereich vorausgehenden Arbeit warten muß.

Die Ausbildung des erweiterten Hygienetraktes soll am Beispiel des Ein- und Austritts von Personen erläutert werden (siehe Abbildung 3). Das ankommende Personal zeigt, wie bereits erwähnt, am Raum für den Strahlenschutzpförtner am Eingang zum Kontrollbereich den Arbeitsauftrag vor. Es werden vom Pförtner mitzunehmendes Werkzeug kontrolliert, der Kontaminationsschutz von wieder herauszunehmenden Gegenständen geprüft, Dosisfragen geklärt, Unterwäsche und Überschuhe ausgegeben etc. Nach Ablegen der Straßenkleidung und Wechseln der Unterwäsche in einem der Räume mit 92 bzw. 241 Umkleideschränken wird der Raum für saubere Overalls betreten. Vom Strahlenschutzpförtner können, wenn erforderlich, ein neuer Overall und Kontrollbereichsschuhe erhalten werden. Nach Anlegen des Overalls und der Kontrollbereichsschuhe wird der Raum für saubere Overalls in Richtung zum Eingang zum Kontrollbereich verlassen. Zum Schutz gegen eine Kontaminierung des Bodens des Raumes für nichtkontaminierte Overalls können in diesem Überschuhe getragen werden, die an einer Schwelle nach Verlassen des Umkleideraumes in einem beidseitig zugänglichen Regal abgelegt werden. Die Dosimeter werden dem Dosimeterbrett entnommen. Danach ist

Rücksprache mit dem Schichtleiter des Strahlenschutzes, der bereits vom Pförtner benachrichtigt wurde, zu nehmen. Dieser legt gegebenenfalls besondere Schutzvorschriften für den Arbeitseinsatz, wie z.B. das Tragen von Atemschutz fest.

Beim Verlassen des Kontrollbereiches wird am Eintritt zum Hygienetrakt ein Schuhmonitor passiert.

Bei Ansprechen des Schuhmonitors ist eine Schuhreinigung auf einem automatischen Schuhwaschplatz vorzunehmen. Ebenso sind vor Betreten eines der beiden Hand-Fuß-Kopf-Kleidermonitore die Hände an den Handwaschplätzen zu säubern. Bei dem Hand-Fuß-Kopf-Kleidermonitor hat sich eine Ausführung bewährt, bei der 7 Großflächenzählrohre von einem Fußmonitor beginnend aufeinanderfolgend bis zum Kopfmonitor angeordnet sind (siehe Abbildung 2), so daß bei gleichzeitiger 180°-Drehung des Mannes der Gesamtkörper erfaßt wird. Dieses Gerät gibt eine gute Sicherheit zur Vermeidung von Kontaminationsverschleppung und erlaubt relativ kurze Meßzeiten.

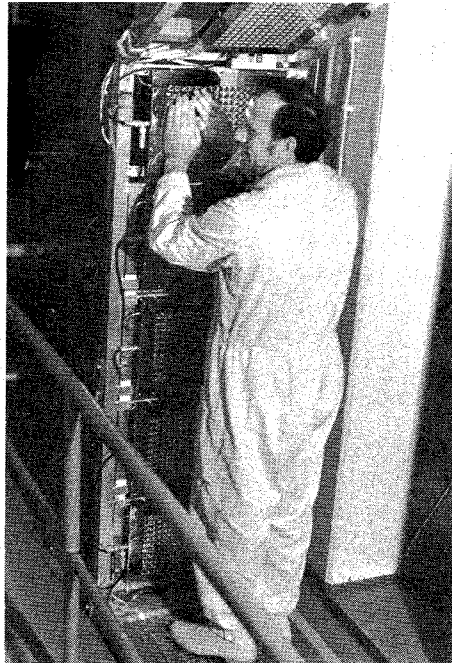


Abb. 2:

Hand-Fuß-Kopf-
Kleidermonitor

Diese Monitore besitzen gestufte Alarmschwellen. Spricht keine Schwelle an, so wird eine Schranke und damit der direkte Weg entsprechend dem Weg beim Eintritt zum Raum für saubere Overalls freigegeben. Sprechen Alarmschwellen an, so öffnet die Schranke nicht, so daß nur der Weg in Richtung zum Raum für kontaminierte Overalls begangen werden kann. Da die Dosimeterablage auch von dieser Seite aus zugänglich ist, kann das Dosimeter auch von diesem Ausgangsweg im Dosimeterbrett abgestellt werden. Hat die zweite Alarmschwelle des Monitors angesprochen, so ist das ein Zeichen einer stärkeren Kontamination. Stärker kontaminierte Overalls sind in den Boxen für aktive Overalls auszuziehen. Leichter kontaminierte Overalls werden im Raum für leicht kontaminierte Overalls an Haken gehängt, so daß diese bei Wiedereintritt in den Kontrollbereich nochmals verwendet werden können. Durch die Wiederverwendung leicht kontaminierter Anzüge für Arbeiten, bei denen eine Kontamination der Kleidung nicht zu vermeiden ist, tritt eine Entlastung der heißen Wäscherei ein.

Ein im Personendekontraum befindlicher Hand-Fuß-Kopf-Kleidermonitor erlaubt eine Kontrolle auf Körper- und Unterkleiderkontaminationen. Der Personendekontraum kann nur verlassen

werden, wenn durch den Hand-Fuß-Kopf-Kleidermonitor eine Schranke freigegeben wird.

3e Die Wäscherei (siehe Abbildung 4)

Die Erfahrung zeigte, daß effektive Waschergebnisse nur nach einem gründlichen Einweichen - nicht unter einer Woche - zu erreichen sind. Für die Erweiterung der heißen Wäscherei wird daher ein besonderer Raum mit mehreren Einweichwannen vorgesehen, die zum Schutz des Personals abgeschirmt werden. Aus dem gleichen Grund wird auch das Lager für die ankommende kontaminierte Wäsche abgeschirmt.

Die Wäscherei besitzt zur Zeit einen 20 kg Waschautomaten, einen 12 kg Trockner, einen 8 kg Waschautomaten, einen 5 kg Trockner, einen 5 kg Waschautomaten und 2 Schleudern. Hinzu kommt ein Reinigungsplatz für Atemmasken und Preßluftatemgeräte. Vor Beginn des Einweichens werden die Wäschestücke nach Kontaminationsgraden sortiert. Nach dem Waschen erfolgt eine Kontrolle auf Kontamination. Für dieses Sortieren, das Waschelegen und die Lagerung der Wäsche ist entsprechender Platz vorgesehen.

Die außerhalb des Kontrollbereiches in der Erweiterung vorgesehene kalte Wäscherei ist zum Waschen von im Kontrollbereich zu tragender Unterwäsche, von Handtüchern und von bei Inkorporationsmessungen zu tragender Kleidung bestimmt.

3f Vereinheitlichungen

Es muß in zunehmendem Maße damit gerechnet werden, daß Fremdpersonal, z.B. von Spezialfirmen, aufeinanderfolgend in verschiedenen Kraftwerken arbeiten wird. Aus dieser Sicht scheint es zweckmäßig, daß eine gewisse sicherheitstechnische Vereinheitlichung z.B. von Hinweis- und Warnschildern, Alarmsignalen, Kontaminationsschleusen, Belehrungen etc. bei den verschiedenen Kernkraftwerken und kerntechnischen Anlagen vorgenommen wird. Dadurch würde die Vertrautheit des Fremdpersonals mit sicherheitstechnischen Erfordernissen zunehmen und eine Arbeitserleichterung für den Strahlenschutz eintreten, da dieses Personal in jedem Kraftwerk einen Umlernprozeß durchlaufen muß und dadurch die jeweils unterschiedlichen Vorschriften weniger gut befolgt als bei einer Vereinheitlichung.

Bei der KWO wurde begonnen, die Belehrung mittels einer automatisch ablaufenden Diaserie mit von Magnetophonband abgenommenen Begleittext durchzuführen. Durch Abstimmung von Bild und Text ließe sich hier eine Vereinheitlichung erreichen.

Ein einheitlicher Dosispaß mit zuverlässigen Angaben über Dosen, Belehrungen und strahlenärztlicher Bestätigung eines positiven Untersuchungsbefundes bei Fremdpersonal sowie einheitliche Vorschriften über die Zeitintervalle der strahlenärztlichen Untersuchungen in den einzelnen Bundesländern wäre aus der Sicht des Betreibers besonders für die schnelle Abwicklung der Formalitäten vor Freigabe des Zutritts zum Kontrollbereich bei Reparaturphasen wünschenswert.

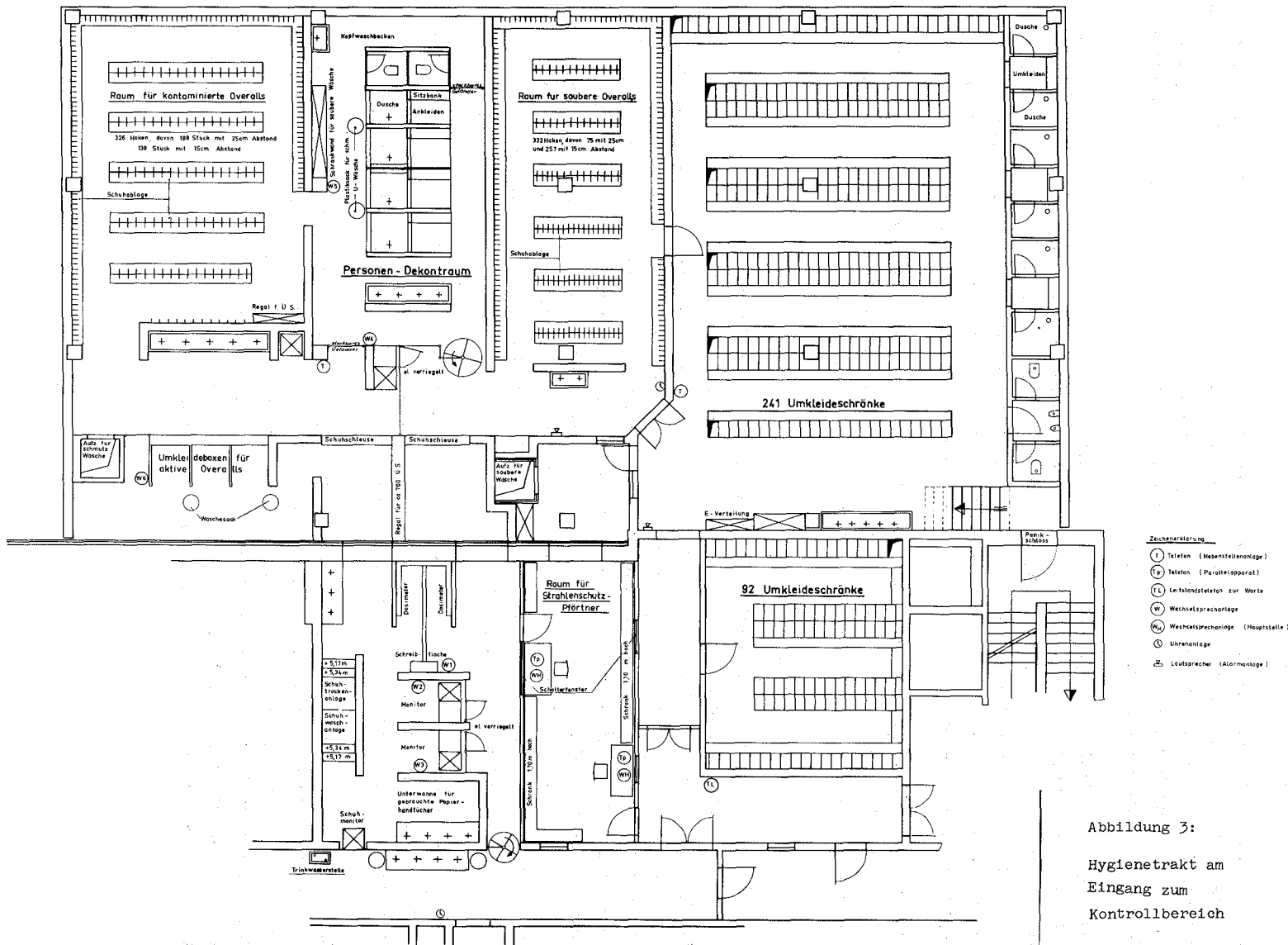


Abbildung 3:
 Hygienetrakt am
 Eingang zum
 Kontrollbereich

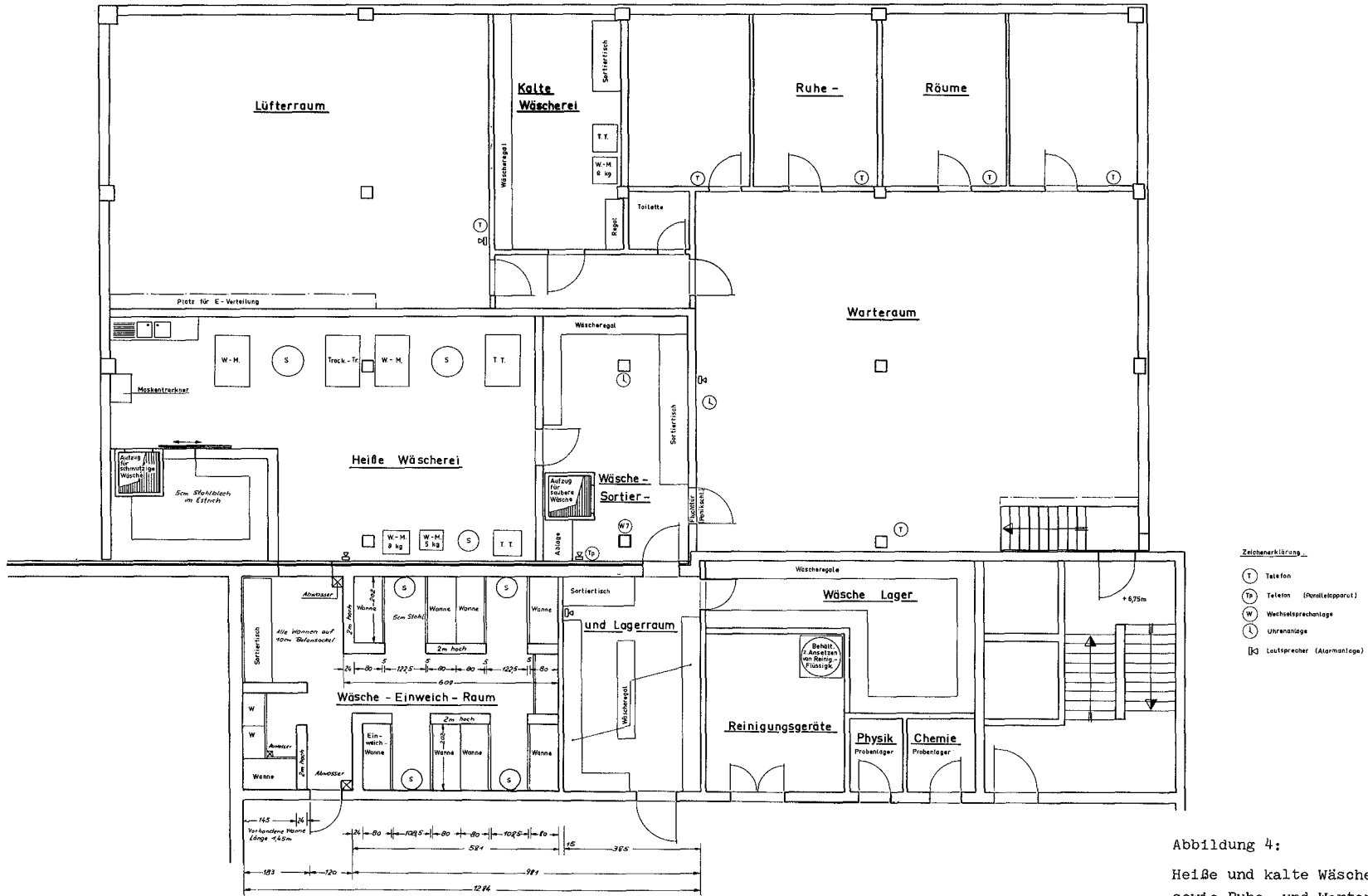


Abbildung 4:
 Heiße und kalte Wäscherei
 sowie Ruhe- und Warteräume
 für im Kontrollbereich zum
 Einsatz kommendes Personal

DISKUSSION

RIEMANN: Wenn die Filmdosimeter durch die von Kontaminationen stammenden schwarzen Punkte bei der Auswertung zu hohe Werte liefern, nehmen Sie dann generell Glasdosimeter?

STEPHAN: Ja, seit wir die genügende Stückzahl verfügbar haben.

STRALENSCHUTZERFAHRUNGEN BEIM BETRIEB DES KERNENERGIE-HANDELSCHIFFES "OTTO HAHN"

K. HENNING

GESELLSCHAFT FÜR KERNENERGIEVERWERTUNG IN SCHIFFBAU
UND SCHIFFFAHRT MBH, GEESTHACHT
ABTEILUNG STRALENSCHUTZ

Zusammenfassung:

Im Oktober des Jahres 1968 erreichte der "Fortschrittliche Druckwasser-Reaktor" (FDR) der N.S. "Otto Hahn" zum ersten Mal seine Vollast von 38 MW_{th}. Seit diesem Start in der Kieler Förde hat das erste europäische Kernenergie-Handelsschiff, im wesentlichen zu Forschungszwecken gebaut, auf ca. 74 Reisen rd. 205 000 Seemeilen (10-facher Erdumfang) ohne Zwischenfälle zurückgelegt und dabei insgesamt 283 000 t Ladung transportiert. (Massengut: Phosphat, Erz etc.)

Glücklicherweise ist gegen Ende der Lebensdauer des ersten Kerns - im Herbst 72 soll das 2. Core eingebaut werden - noch kein Brennelementscha- den aufgetreten (Stahl-Canning!), so daß die Strahlenschutzsituation an Bord auch während der vergangenen Wartungs- und Reparaturphasen als normal zu bezeichnen ist.

In dem vorliegenden Bericht können daher nur die Erfahrungen bei Normalbetrieb beschrieben werden, wobei besonders auf die schiffsbedingten Besonderheiten in technischer und organisatorischer Hinsicht eingegangen wird. Auch ein Ende 71 aufgetretener Schaden am Wärmetauscher brachte infolge relativ niedriger spezifischer Primärwasseraktivität keine besonderen Strahlenschutzprobleme mit sich.

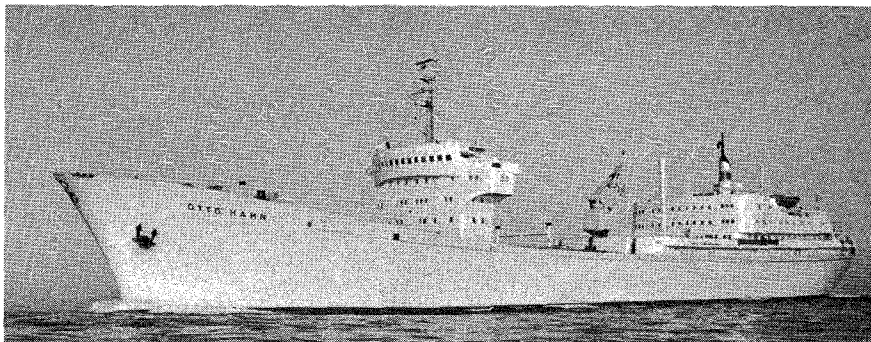


Abb. 1: N.S. "Otto Hahn"

I. Allgemeine Angaben über Schiff und Reaktor

Die "Otto Hahn" ist ein kombiniertes Forschungs-Frachtschiff. Sie besitzt eine Länge von 172 m und eine Breite von 23 m. Mit 15.000 t beladen, hat sie einen Tiefgang von 9,20 m. An Bord ist Platz für ca. 70 Mann Besatzung und 35 Mann Forschungspersonal. Die "Otto Hahn" ist 17 Kn schnell bei 10 bzw. 11.000 WPS Leistung. Seit Oktober 1968, als sie auf der Kieler Förde zum ersten Mal die Vollast mit dem "Fortschrittlichen Druckwasser-Reaktor" (FDR) von 38 MW_{th} erreichte, hat sie 74 Forschungs- bzw. Frachtreisen unternommen. Dabei legte sie 205.000 Seemeilen zurück (1 Seemeile = 1,853 km), was

etwa dem 10-fachen Erdumfang entspricht, und transportierte 283.000 t Ladung (meist Phosphat, auch Erz). Sie lief Häfen von Argentinien, Brasilien, Marokko, Mauretanien, Niederlande, Persien, Senegal, Tunis und Togo an. Es bestehen Anlaufgenehmigungen für weitere Häfen.

GKSS N.S. „OTTO HAHN“

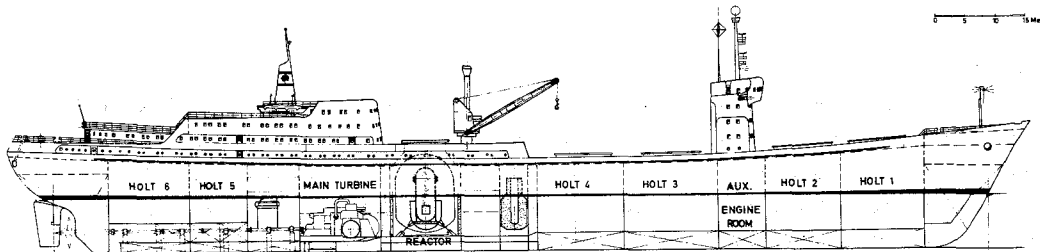


Abb. 2: Lage des Reaktors im Schiff

Der FDR ist in Schiffsmittle in der "Otto Hahn" angeordnet, und er zeichnet sich durch seine integrierte Bauweise aus. Der Dampferzeuger ist im Druckbehälter untergebracht. Die Vorteile des FDR bestehen in folgendem:

Kompakte, schiffsgeeignete Bauweise, keine unter hohem Primärdruck stehenden Rohrleitungen, Selbstdruckhalterung, optimale Abschirmung, einfaches Regelsystem, gute Dampfqualität (Überhitzung von 36 °C).

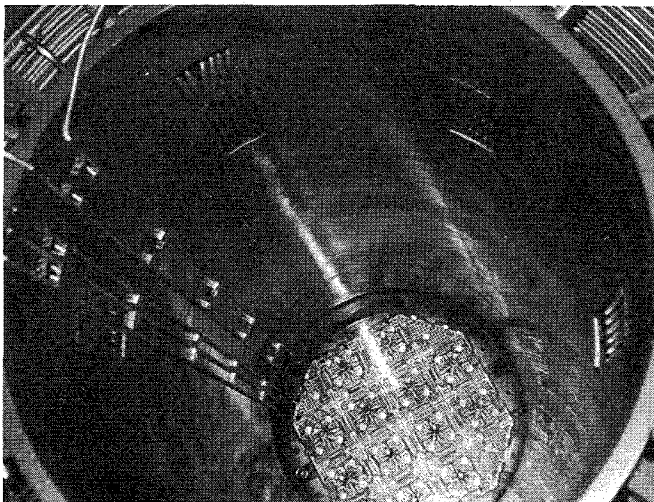


Abb. 3: Reaktorkern

Der Reaktorkern besteht aus 12 quadratischen und 4 dreieckigen Brennelementen, die die 3.100 Brennstäbe und Stäbe mit abbrennbaren Giften aufnehmen. Die Steuerstäbe, in 4-T-Form, sind mit B_4C -Absorbern gefüllt.

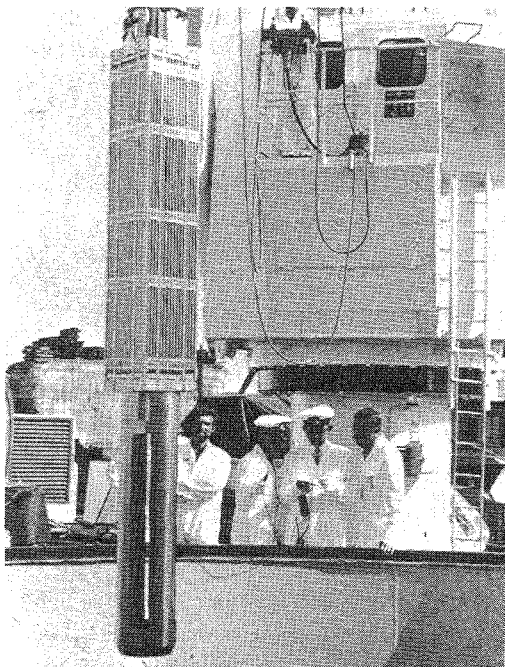


Abb. 4: Brennelement

Die Brennstäbe enthalten UO_2 -Sinterkörper in 0,35 mm dicken Edelstahlhüllen. Das Reaktordruckgefäß ist 8,5 m hoch, hat einen Durchmesser von 2,30 m und ist 50 mm dick, während der Sicherheitsbehälter bei einer Höhe von 13,3 m einen Durchmesser von 9,5 m hat und 30 mm dick ist.

II. Strahlenschutzsituation bei Normalbetrieb

Die Strahlenschutzsituation an Bord des Schiffes zeichnet sich glücklicherweise durch das Fehlen von Störfällen oder hohen Dosisbelastungen aus. Im folgenden soll daher ein Überblick über Ortsdosisleistungen und Aktivitäten im Normalbetrieb gegeben werden.

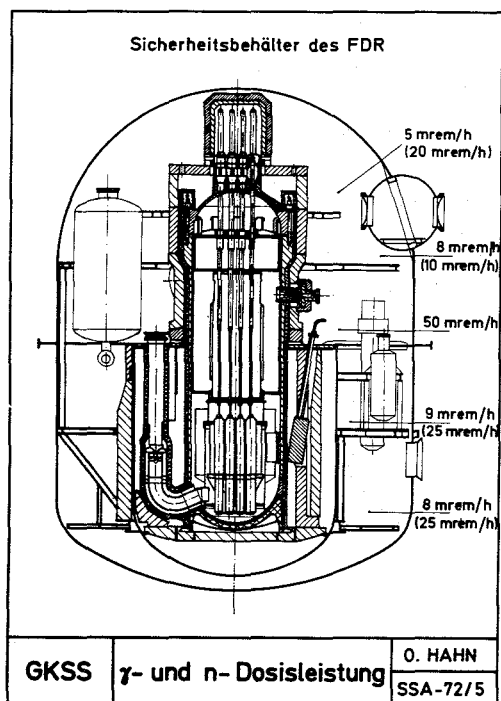


Abb. 5: Gamma- u. Neutronen-Ortsdosisleistungen

1. Ortsdosisleistungen

a) Sicherheitsbehälter

Ein Vorteil des FDR besteht in den relativ niedrigen Dosisleistungswerten bei Vollast im Sicherheitsbehälter. Wenn es normalerweise auch nur erforderlich ist, den Sicherheitsbehälter alle 20 h einmal zur Inspektion zu begehen, ist es doch sehr wichtig, daß er nötigenfalls für längere Zeit betreten werden kann. Je nach Bereich im Sicherheitsbehälter stammt die Dosisleistung von der Direktstrahlung des Reaktors oder von den in den Komponenten der primärwasserführenden Leitungen angelagerten aktivierten Korrosionsprodukten. Auf den zur Begehung benutzten Gängen und Treppen im Sicherheitsbehälter herrscht maximal eine Dosisleistung von 20-25 mrem/h, während die durchschnittliche Dosisleistung bei 5 - 8 mrem/h liegt.

Die Ortsdosisleistungsverteilung ist, γ - + n-Strahlung zusammengefaßt, in Abb. 5 dargestellt. Es soll erwähnt werden, daß an begrenzten Bereichen des Sicherheitsbehälters auch wesentlich höhere Dosisleistungen herrschen. Am Anfang waren an den Sperrwasserleitungen der Steuerstabdurchführungen bis zu 200 mrem/h direkt an der Rohroberfläche zu messen. Durch eine nachträgliche Verbesserung (das Sperrwasser wurde über die Primärwasser-Reinigungsanlage geleitet) konnte dieser Wert auf ein Zehntel gesenkt werden. In letzter Zeit sind Höchstwerte von 1000 mrem/h an den Pumpen und Drosselventilen des Reinigungskreislaufs zu finden, die von zunehmender Ablagerung von Korrosionsprodukten herrühren. In 1 m Entfernung von diesen Komponenten fällt der Dosisleistungswert jedoch auf 30-40 mrem/h ab. Der Höchstwert der Direktstrahlung wird von der Neutronendosisleistung bestimmt und liegt bei 50 mrem/h oberhalb der Schildtanks. Der Grund für diese relativ hohe n-Dosisleistung wird in der Leitrohr-Wirkung der Eisenplatten in der Abschirmanordnung gesehen.

b) Nebenanlagenraum

Wenn man nun berücksichtigt, daß der Sicherheitsbehälter allseitig von der 50 cm dicken Beton-Sekundärabschirmung umgeben ist, wird deutlich, daß im anschließenden Nebenanlagenraum kein erhöhter Strahlenpegel gemessen werden kann. Lediglich wenn die Aktivwasserbehälter (gelagertes Primärwasser) oder die Reinigungsharzbehälter vorübergehend gefüllt sind, mißt man an der Oberfläche dieser Behälter bis zu 10 mrem/h.

c) übrige Schiffsräume

Bei Normalbetrieb herrscht in den übrigen Schiffsräumen, wie Maschinenraum, Leitstand, Wohnbereich und Laderäumen kein erhöhter Strahlenpegel. Der Dampferzeuger ist vom Reaktorkern weit genug entfernt, so daß keine Aktivität in den Sekundärkreis induziert wird.

Primärwasser, ungereinigt		$6 \cdot 10^{-2}$ ($\mu\text{Ci}/\text{cm}^3$)
gereinigt		$1,5 \cdot 10^{-2}$ ($\mu\text{Ci}/\text{cm}^3$)
Hauptkondensatorwasser		$1 \cdot 10^{-7}$ ($\mu\text{Ci}/\text{cm}^3$)
Zwischenkühlwasser		$5 \cdot 10^{-7}$ ($\mu\text{Ci}/\text{cm}^3$)
Abwasser	1968 0,3 (mCi)	$2,7 \cdot 10^{-6}$ ($\mu\text{Ci}/\text{cm}^3$)
	1969 105 (mCi)	$5,5 \cdot 10^{-4}$ ($\mu\text{Ci}/\text{cm}^3$)
	1970 2480 (mCi)	$1,1 \cdot 10^{-2}$ ($\mu\text{Ci}/\text{cm}^3$)
	1971 375 (mCi)	$1,2 \cdot 10^{-3}$ ($\mu\text{Ci}/\text{cm}^3$)
	bis 1.4. 1972 475 (mCi)	$1,9 \cdot 10^{-3}$ ($\mu\text{Ci}/\text{cm}^3$)
Luft im Sicherheitsbehälter		
Gase		$5 \cdot 10^{-7}$ ($\mu\text{Ci}/\text{cm}^3$)
Aerosole		$5 \cdot 10^{-9}$ ($\mu\text{Ci}/\text{cm}^3$)
GKSS	Spezifische Aktivitäten	O. HAHN
		SSA-72/6

Abb. 6: Spezifische Aktivitäten von Wasser und Luft

2. Aktivitäten in Wasser und Luft

a) Primärwasser

Nuklide	spez. Aktivität ($\mu\text{Ci}/\text{cm}^3$)	(%)
Cr-51	$1,35 \cdot 10^{-2}$	73,98
Co-58	$4,64 \cdot 10^{-3}$	25,35
Co-60	$1,00 \cdot 10^{-4}$	0,54
Ta-182	$1,25 \cdot 10^{-5}$	0,06
Fe-59	$5,66 \cdot 10^{-6}$	0,03
Ta-183	} $< 5 \cdot 10^{-6}$	
W-187		
Zr-95		
Nb-95		
Mn-54		
Σ	$1,8 \cdot 10^{-2} (\mu\text{Ci}/\text{cm}^3)$	

GKSS	Nuklide im Primärwasser	O. HAHN
		SSA-72/7

Abb. 7: Nuklide im Primärwasser

Bisher konnten im Primärwasser des FDR keine Spaltprodukte nachgewiesen werden. Es hat daher nur die relativ niedrige spezifische Aktivität von $6 \cdot 10^{-2} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ nach längerem Vollastbetrieb. Die einzelnen Isotope des Primärwassers sind in Abb. 7 angegeben.

Zone 1	Häfen, 2 Meilen vor der Küste	kein Abwasser (bzw. $< 10^{-7} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$)
Zone 2	2-12 Meilen vor der Küste	$10^{-4} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$
Zone 3	ab 12 Meilen vor der Küste bis 365 m Tiefe	$10^{-1} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$
Zone 4	offene See, über 365 m tief	bis 2 Ci/Monat

GKSS	Abwasser Abgabekriterien	O. HAHN
		SSA-72/8

Abb. 8: Abwasser-Abgabekriterien

b) Abwasser

Die Kapazität der Lagertanks auf der "Otto Hahn" ist so ausgelegt, daß während der Hafentiegezeit kein kontaminiertes Abwasser abgegeben werden muß. Gemäß Sicherheitsbericht gelten unterschiedliche Kriterien für das Ablassen von Abwasser für verschiedene Standorte. (s. Abb. 8)

Während des Betriebs der "Otto Hahn" fielen bis einschließlich März 72 1128 m^3 Wasser mit einer Aktivität von 3,4 Ci an. Daraus ergibt sich eine mittlere spezifische Aktivität von $3 \cdot 10^{-3} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$. Die Abgabe dieses Abwassers erfolgte mit einer Leistung von $1 \text{ m}^3/\text{h}$ in den Hauptkühlwasserstrom von $3600 \text{ m}^3/\text{h}$.

c) Luft

Während des Normalbetriebs befindet sich nur im Sicherheitsbehälter kontaminierte Luft. Diese Kontamination rührt von den gasförmigen Spaltprodukten Xe^{133} und

Xe¹³⁵ her. Die Aerosolaktivität stammt von Rb⁸⁸ als Folgeprodukt von Kr⁸⁸. Die Aktivitätswerte sind in Abb. 6 angegeben. Die Messungen finden kontinuierlich mit kompensierten Ionisations-Kammern und diskontinuierlich mit Staubprobensammlern und mit Methandurchfluß-Großflächenzählern statt.

Es besteht die Möglichkeit, in Häfen den Sicherheitsbehälter unbelüftet zu lassen. Im übrigen wird der Abluftstrom von 500 m³/h aus dem Sicherheitsbehälter in den Gesamtabluftstrom von 12.000 m³/h eingeleitet.

1969	50	(mrem)
1970	30	(mrem)
1971	270	(mrem)

GKSS	Mittlere Jahresdosen	O. HAHN
		SSA-72/9

Abb. 9: Mittlere Personendosis 1969/70/71

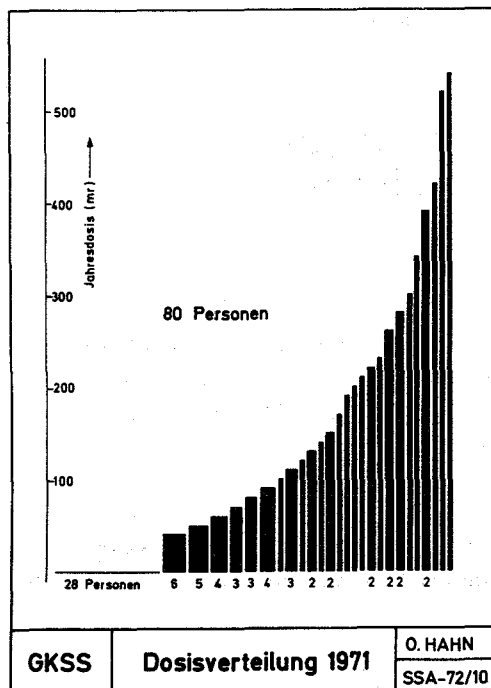


Abb. 10: Personendosisverteilung 1971

3. Personendosen

Die Werte der mittleren Personendosis der Mannschaft der "Otto Hahn" wurden ohne Berücksichtigung des relativ hohen Personalwechsels ermittelt.

Durch das intensive Forschungs- und Erprobungsprogramm am Anfang (69) ergab sich eine etwas höhere Dosis als im 2. Betriebsjahr (70), in dem sehr viel Routinebetrieb erfolgte. Erst im 3. Betriebsjahr (71) erhöhte sich die Dosis merklich infolge der Reparatur- und Wartungsarbeiten an mit aktiven Korrosionsprodukten kontaminierten Kreislaufkomponenten. Eine Übersicht über die Verteilung der Dosis des Jahres 71 auf die einzelnen Personen gibt Abb. 10 wieder.

III. Schiffsbedingte Besonderheiten beim Strahlenschutz auf der "Otto Hahn"

Die auffälligste, schiffsbedingte Besonderheit ist in der Tatsache zu sehen, daß die Besatzung eines Kernenergieschiffes ihren Wohnbereich unmittelbar am Reaktorbereich hat. Es fällt die sonst für die Kontaminationsüberwachung und -eingrenzung, aber auch für die Strahlenbelastung so wichtige Distanz zwischen Wohnung und Arbeitsplatz weg. Die Küche an Bord und der Wohnbereich sind nur ca. 30 m Luftlinie von der Personenschleuse zum Kontrollbereich entfernt. Für den Routinestrahlenschutz resultiert daraus, besonderes Augenmerk auch auf niedrige Strahlenpegel zu verwenden und in bezug auf Kontami-

nationsüberwachung besonders strenge Maßstäbe anzulegen. Die Besatzung hält sich 24 h am Tag, wenn man es überspitzt formuliert, im Überwachungsbereich auf. Ein positiver Aspekt dabei ist, daß bei Stör- oder Zwischenfällen jederzeit (mit Ausnahme beim Hafetrieb mit 10 % Vollast) die gesamte Mannschaft notfalls sofort zur Verfügung steht und Gegenmaßnahmen sehr schnell, effektiv und unter Ausnutzung des Fachwissens aller Zuständigen einleiten kann, eine Situation, von der Reaktorstationen oder Kernkraftwerke an Land nur träumen, und die durch Rufbereitschaft ersetzt werden muß.

Trotzdem muß auf den Alarm- und Einsatzplan besondere Sorgfalt verwendet werden, da für die Besatzung bei einem Unfall die sonst so wirksame Fluchtmöglichkeit entfällt bzw. nur als letzter, unter Umständen sehr schwieriger und auch gefährlicher Ausweg anzusehen ist. Hier kommt jedoch die schiffsübliche Praxis sehr entgegen, die wichtigsten Sicherheitsmaßnahmen (Feuerrolle, Bootsrolle und Strahlenrolle) sehr gründlich und häufig zu üben.

Für die Umgebung eines Kernenergieschiffes ergibt sich dagegen beim Unfall der große Vorteil, daß infolge der Mobilität des Reaktors das Schiff mit eigener Kraft oder Schlepperhilfe schon auf offener See ist, bevor überhaupt Aktivität über den Abgasmast ausgestoßen wird. Bei den MCA-Berechnungen blieb dies jedoch unberücksichtigt.

Da das Brüsseler Abkommen, das eine internationale Regelung für Kernenergieschiffe vorsieht, noch nicht unterzeichnet ist, muß eine Hafenanlaufgenehmigung aus bilateralen Verhandlungen hervorgehen. Deshalb werden an den Strahlenschutzmeßumfang je nach Besuchsland ständig andere Anforderungen gestellt. In jedem Hafen ist eine andere Aufsichtsbehörde zuständig. Nach einiger Zeit ist es gelungen, einen "Hafenanlaufplan" so abzufassen, daß die darin enthaltenen Angaben über die radiologische Situation an Bord von allen Hafenbehörden akzeptiert werden.

Der schiffsübliche, häufige Personalwechsel und die erforderliche Spezialausbildung im Strahlenschutz stellen ein besonderes Problem dar. Die Ausbildung, die nötig ist, hat für einen häufigen Personalwechsel einen sehr großen Umfang. Es können nur Personen verwendet werden, die eine bereits mehr oder weniger abgeschlossene Schiffssingeniurausbildung hinter sich haben (C-Patent).

Ein weiteres Problem ergibt sich daraus, daß der verantwortliche Strahlenschutzingenieur infolge seiner Schiffssingeniurausbildung bei besonderem Arbeitsanfall oder bei Personalknappheit zu Wachen oder anderen strahlenschutzfremden Arbeiten herangezogen werden kann.

Das streng hierarchische System an Bord eines Schiffes bot gewisse Schwierigkeiten, den Strahlenschutzingenieur an einer seiner Verantwortung gemäßen Stelle in diese Hierarchie einzubauen.

Er ist dem leitenden Ingenieur direkt unterstellt und so dem Zugriff der anderen entzogen, was sich gut bewährt hat. Der leitende Ingenieur muß sich im Konfliktfall dem Urteil des Kapitäns beugen, der auch für diese Fragen die volle Verantwortung für das gesamte Schiff und seine Besatzung behält. Der Vorteil dieser hierarchischen Ordnung an Bord besteht zweifellos in einer strengen Disziplin auch in Strahlenschutzangelegenheiten (z. B. Hand-Fuß-Monitor-Benutzung, Overalltragen, Dosimetertragen und -ablesen), die einen "Landstrahlenschützer" nur neidisch machen kann.

IV. Strahlenschutzerfahrungen beim Dampferzeugerschaden

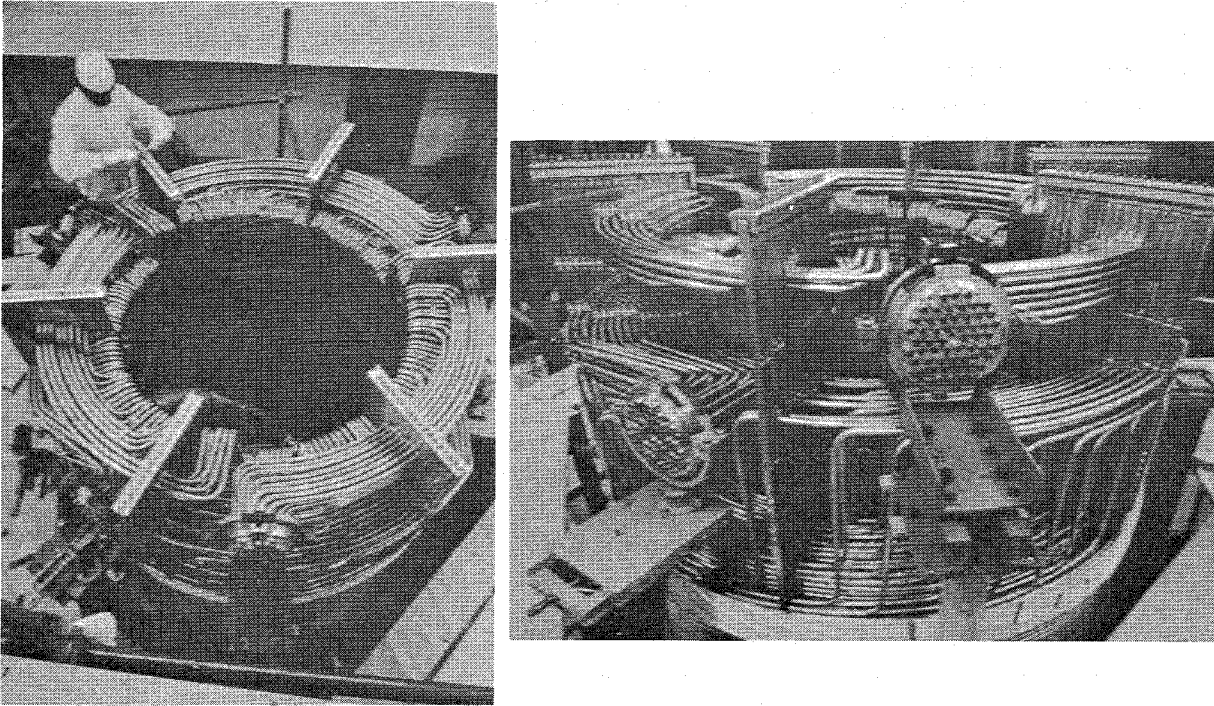


Abb. 11: Dampferzeuger des FDR

1. Kurze Beschreibung des Dampferzeugers und des Schadens

Wie bereits erwähnt, befindet sich der Dampferzeuger beim FDR im Druckgefäß. Dabei besteht der Dampferzeuger aus einem Rohrbündel, das sich - wie die Wicklung eines Elektromotors - um die Innenwand des Druckbehälters schlingt. Der gesamte Dampf wird in 3 Dampferzeugern produziert, die in 120° -Symmetrie angeordnet sind, (s. Abb. 11).

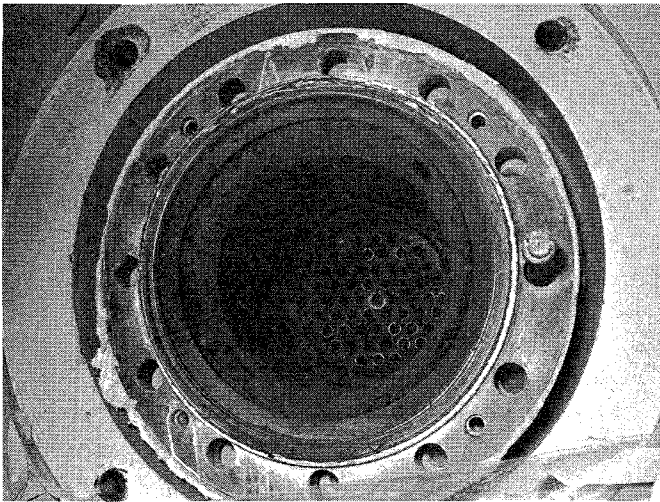


Abb. 12: Dampferzeuger-Reparatur

Der Dampferzeuger ist so ausgelegt, daß einzelne Rohre im Schadensfall von außen zugänglich abgepflockt werden können. Zwei Dampferzeuger verleihen der "Otto Hahn" nahezu die gleiche Geschwindigkeit wie drei. Ende 71 deutete eine erhöhte Aktivitätsanzeige eines Monitors am Dampfaustrittsrohr auf einen Schaden am Dampferzeuger 3 hin. Bei späterer Lecksuche erwiesen sich 3 Dampferzeuger-Rohre als defekt. Gemäß einem vorher festgelegten Verfahren wurden diese dichtgepflockt. Das infolge dieses Lecks und des Druckgefälles in das Sekundärsystem eingedrungene Primärwasser

(ca. $4 - 5 \text{ m}^3$) führte zur Kontamination sämtlicher Komponenten des Sekundärsystems, deren Auswirkungen im folgenden beschrieben werden sollen.

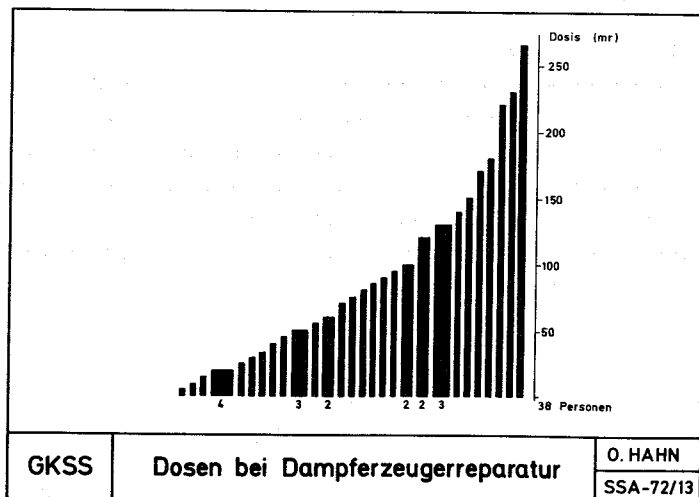


Abb. 13: Personendosen bei der Dampferzeuger-Reparatur zum Kontrollbereich erklärt und entsprechend abgegrenzt werden.

2. Personendosen

Die bei diesem Zwischenfall und seiner Beseitigung aufgenommenen Dosen blieben in engen Grenzen (s. Abb. 13). Maximal wurde eine Dosis von 260 mrem gemessen. Die Personendosen setzten sich zusammen aus der Strahlung des Dampferzeugers selbst, die bei der Reparatur zum Tragen kamen, und aus der Dosisleistung der kontaminierten Sekundärleitungsteile. Der Maschinenraum mußte vorübergehend

3. Aktivitäten, Kontaminationen und Ortsdosisleistungen

Die spezifische Aktivität im Sekundärkreis betrug maximal 10^{-4} uCi/cm^3 . Die Messung dieses Wertes erfolgte durch Probeentnahme aus dem Hauptkondensator. Der Sekundärkreis ist ein geschlossenes System. Nur durch Leckagen konnte Aktivität in das Schiff freigesetzt werden. Der Maschinenraum war jedoch zu jeder Zeit frei von meßbarer Erhöhung der Luftaktivität, wodurch sichergestellt werden konnte, daß keine Aktivität an die Außenwelt abgegeben wurde. Die flüssigen Leckverluste wurden quantitativ von der Bilge aufgenommen und wurden, wie Abwasser behandelt, kontrolliert abgegeben.

Die Verteilung der Aktivität im Sekundärkreis war sehr ungleichmäßig. Es zeigte sich an den Stellen der Dampfumlenkung und den Verengungen (z.B. Ventile und Pumpen) eine wesentlich höhere Aktivitätsabscheidung als an den übrigen Rohrleitungen. Die Innenseite des Sekundärsystems ist mit einer Korrosionsschicht beaufschlagt, die offenbar bei Dampfaufprall die in ihm enthaltene Aktivität besonders stark adsorbiert.

Maschinenraum	innen	außen
	(mr/h)	(mr/h)
Hauptdampfleitung	40	2,5
Turbogenerator	300	6
Hilfskessel	5	0,2
Turbo-Speisepumpe	80	2

GKSS	DL bei Dampferzeugerschaden	O. HAHN
		SSA-72/14

Abb. 14: Dosisleistungen im Maschinenraum beim Dampferzeugerschaden

Daher erklärt sich auch die ungleichmäßige Verteilung der Ortsdosisleistungen im Maschinenraum von 2 bis 25 mrem/h. Im einzelnen sind die Dosisleistungen in Abb. 14 aufgetragen. Messungen im Innern des Sekundärsystems ergaben Werte zwischen 10 und 300 mrem/h.

Infolge dieser Aktivitäten im Sekundärkreis ergaben sich Oberflächenkontaminationen bis zu ca. 10^{-4} uCi/cm^2 auf Teilen des Fußbodens und auf einigen Oberflächen.

Personen wurden nur äußerlich leicht kontaminiert. Die Body-Countermessungen, die bei einigen besonders gefährdeten Personen angestellt wurden, ergaben keine Inkorporation. Die Isotope im Sekundärsystem waren identisch mit denen des Primärwassers.

Abschließend kann gesagt werden, daß wegen der relativ niedrigen spezifischen Aktivität des Primärwassers und wegen der Abwesenheit von Spaltprodukten die Belastung der Personen sehr gering war. Ein Problem bestand - wie gewöhnlich bei solchen Zwischenfällen - in organisatorischer Hinsicht. Es war nicht einfach für 2 - 3 Strahlenschutzingenieure bzw. -techniker, bis zu 70 untrainierten Werftarbeitern die nötigen Vorsichtsmaßnahmen zu erklären und für deren Durchsetzung zu sorgen. Die Raumaufteilung auf dem Schiff, die eine gewisse Enge und Konzentration aufweist, unterstützte jedoch die Maßnahmen zur Verhinderung der Kontaminationsausbreitung.

DISKUSSION

MAUSHART: Wie begründet sich der Wert von 365 m Wassertiefe als Grenze für verschiedene Abgabezonen des Abwassers?

HENNING: Die "krumme" Meterzahl kommt durch Umrechnung der Längeneinheit zustande (Yds./m). Generell ist die Wassertiefe deshalb für die Abgabe des Abwassers von Bedeutung, weil bei tieferem Wasser bessere vertikale Mischungsverhältnisse vorliegen.

FELDT: Der eigentliche Grund ist biologischer Art. Mit der Tiefenangabe werden Schelfgebiete begrenzt, in denen größere biologische Auswirkungen befürchtet werden. Die Schelfgebiete sind Laichgebiete der Fische und Bereiche, in denen der Jungfisch aufwächst. Der Nährstoffreichtum dieser Zonen erlaubt vielfältiges biologisches Leben und stellt auch den Bereich höchster Fischproduktion dar.

HACKE: Von wem stammen die im Dia gezeigten Abgabekriterien (Abwasserabgabe ins Meer)?

HENNING: Sie wurden von der amerikanischen N.S. "Savannah" übernommen und sind im Sicherheitsbericht der "Otto Hahn" enthalten, also Bestandteil der Betriebsgenehmigung.

STRAHLENSCHUTZERFAHRUNGEN BEI INTERVENTIONEN IN DER WIEDERAUFARBEITUNGSANLAGE KARLSRUHE

F. HERRE

GESELLSCHAFT ZUR WIEDERAUFARBEITUNG VON
KERNBRENNSTOFFEN MBH,
LEOPOLDSHAFEN/KARLSRUHE

0. Einleitung

Nach umfangreichen Funktionstests begann Anfang Mai 1970 die Inbetriebnahme der WAK mit wiederaufgearbeitetem, abgereichertem Uran und damit die Handhabung größerer Mengen offener radioaktiver Stoffe. Vier Monate Nachbesserungen schlossen sich an. Im April 1971 wurde der Plutoniumteil der Anlage mit 1,2 kg Pu getestet und anschließend, am 7. September 1971, mit der Wiederaufarbeitung von rund 3 t FR-2-Brennelementen begonnen. In dieser Inbetriebnahmephase wurde die Funktionsfähigkeit der Anlage demonstriert. Anschließend wurden Brennelemente der Reaktoren VAK und KWO aufgearbeitet.

Der Strahlenschutzbetrieb der GWK besitzt daher über 2 Jahre Erfahrung im praktischen Strahlenschutz mit offenen radioaktiven Stoffen in chemisch aggressiver Form.

Im folgenden wird zuerst

- die WAK und ihr Aktivitätsdurchsatz erläutert, dann
- die Durchführung der Interventionen beschrieben und zuletzt
- über die dabei gesammelten Erfahrungen berichtet.

1. Die WAK und ihr Aktivitätsdurchsatz

Das in der WAK verwendete Aufarbeitsverfahren und die daraus resultierenden Konzentrationen der radioaktiven Stoffe sei im folgenden erläutert:

Die WAK verbindet einen 3-zyklischen Purex-Prozeß mit dem sogenannten Chop-leach-Verfahren für den Aufschluß der Brennelemente. Nach einer Kühlzeit von 150 Tagen in dem der Anlage vorgeschalteten Lagerbecken werden die bestrahlten Brennelemente zunächst in die Einzelstäbe zerlegt, mit einer hydraulischen Schere in etwa 3 bis 5 cm lange Stücke geschnitten und in einem Lösekessel mit Korbeinsatz gesammelt. Danach wird das Urandioxid mit konzentrierter Salpetersäure aus den Hülsen herausgelöst und die entstandene Uranylнитratlösung, welche auch das Plutonium und die Spaltprodukte enthält, auf Extraktionsbedingungen eingestellt. Die unlöslichen Hülsen werden als betonierter radioaktiver Abfall in Fässern ausgetragen und eingebunkert.

Die extraktive Trennung von Uran, Plutonium und Spaltprodukten erfolgt mit einem Lösungsmittel aus 30 % TBP in Kerosin in Mischabsetzern bzw. Zentrifugalextraktoren. Ein erster Extraktionszyklus dient zur Abtrennung des weitaus überwiegenden Anteils der Spaltprodukte und zur Trennung des Urans vom Plutonium, die anschließend in je einem zweiten Trennzyklus weiter dekontaminiert und schließlich mit Silicagel- bzw. Anionen-Austauscher nachgereinigt und durch Verdampfer konzentriert werden. Die Endprodukte werden als Uranylнитrat und Plutoniumnitrat zur Wiederverwendung bereitgestellt. Darüber hinaus kann in der WAK auch Neptunium-237 in Kilogramm-Mengen gewonnen werden.

Die Spaltprodukte im Raffinat des ersten Extraktionszyklus werden konzentriert und in gekühlten Edelstahltanks gelagert. Das Verfahren wird ergänzt durch eine Salpetersäure-Rückgewinnung mit dreistufiger Eindampfung und anschließender Rektifikation, eine Einheit zur Regenerierung des sich unter dem Einfluß der Strahlung zersetzenden Lösungsmittels und eine Verfahrensstufe zur Reinigung der radioaktiven Abgase.

Die Anlage kann 40 t/a oxidischen Brennstoff mit maximal 3 % U-235-Anreicherung durchsetzen. Die Abschirmungen sind so dimensioniert, daß Brennelemente bis zu 40 000 MWd/t verarbeitet werden können. Die nachfolgenden Spaltprodukt-Aktivitätsangaben beziehen sich jedoch auf den Standardbrennstoff von 20 000 MWd/t Abbrand und 150 d Kühlzeit. Die Aktivität eines solchen Standardbrennstoffs beträgt ca. 3 MCi/t. Rund 3/4 der Aktivität verteilen sich auf:

Ce 144	}	zu je 18 %
Pr 144		
Nb 95		zu 12 %
Ru 106	}	zu je 9 %
Rh 106		
Zr 95		zu 6 %

Alle übrigen Nuklide haben einen Anteil von weniger als 5 %. Außerdem enthält der Brennstoff rund 6 kg Pu/t.

Der Tagesdurchsatz der WAK ist 175 kg Uran, das bedeutet, daß täglich 0,5 MCi in der Anlage aus den Brennelementen in wäßrige Form überführt wird. Diese Spaltprodukte finden sich in salpetersaurer Lösung mit einer Aktivitätskonzentration von ca. 5000 Ci/l zu 99,9% im Abfallbunker wieder.

Die Extraktion beginnt mit einer Spaltprodukt-Aktivitätskonzentration von ca. 600 Ci/l. Bereits nach der 1. Batterie geht diese Konzentration auf ca. 1 Ci/l zurück, um im Endprodukt weniger als 10^{-3} Ci/l zu betragen.

Das Endprodukt Uranylнитrat mit einer Konzentration von 450 g Uran/l ist strahlenschutzmäßig harmlos. Das Endprodukt Plutoniumnitrat mit einer Pu-Konzentration von ca. 250 g Pu/l bedarf dagegen bei der Handhabung eines erhöhten Strahlenschutzes.

Es soll noch erwähnt werden, daß die Dosisleistung der mit BE-Hülsen und BE-Strukturmaterial gefüllten Fässer je nach Füllgrad einige hundert bis tausend R/h beträgt. Abwässer mit einer Konzentration bis 1 Ci/l werden ebenfalls abgegeben. Die abgegebenen Aktivitäten, ca. 1 % der Gesamtaktivität, werden von den Dekobetrieben der GfK übernommen.

2. Interventionsbegriff

Zur Durchführung des soeben geschilderten Prozesses ist eine umfangreiche chemische Apparatur nötig. Diese besteht aus den eigentlichen Verfahrensapparaten wie Mischabsetzer, Verdampfer u.ä., ca. 150 Behältern, ca. 1000 Fördermittel, ca. 60 km Rohrleitungen und ca. 20 km Meßleitungen jeweils aus Edelstahl. Diese Installationen bedürfen natürlich der Wartung, der Reparatur und zum Teil der Ergänzung. Die hierfür notwendigen Arbeiten können teilweise wegen der hohen potentionellen Bestrahlungs- und Kontaminationsgefahr des Personals nur mit besonderen Schutzmaßnahmen durchgeführt werden. Es war daher nötig, die normalen Betriebsvorgänge, Wartungs- und Reparaturarbeiten im inaktiven Bereich und solche mit Kontaminations- bzw. Strahlengefahr gegeneinander abzugrenzen. Letztere Arbeiten werden "Interventionen" genannt; darunter versteht man folgendes:

Eine Intervention ist ein Eingriff nicht routinebetrieblicher Art in einem Anlagenteil, bei dem Strahlenpegel, Kontaminationen oder Raumluftaktivitäten vorliegen oder zu erwarten sind, die oberhalb der zulässigen Werte nach der Strahlenschutzregelung der GWK liegen. Betriebliche Maßnahmen aufgrund von Bedienungs- oder Arbeitsanweisungen sind keine Interventionen.

3. Interventionsdurchführung

Die Durchführung einer Intervention erfordert organisatorische und technische Maßnahmen. Im einzelnen sind nach der Interventionsordnung der GWK folgende Schritte festgelegt:

- Verantwortlichkeit

Verantwortlich für die Durchführung von Interventionen, einschließlich deren Vorbereitung und Abschluß, ist der für den Anlagenteil zuständige Betriebsleiter. Dieser ist auch Strahlenschutzverantwortlicher.

Der für die Intervention zuständige Betriebsleiter erteilt den Auftrag zur Durchführung der Arbeiten an den Betriebsingenieur. In analoger Weise erteilt er den Auftrag zur Strahlenüberwachung an den Strahlenschutzingenieur. Ferner können auf diesem Wege Aufträge zur Überwachung der konventionellen Sicherheit wie Exschutz, Säureschutz usw. erteilt werden.

Der Betriebsleiter delegiert damit die Verantwortung für die fachgerechte Ausführung dieser Arbeiten an die zuständigen Fachleute.

- Vorbereitende Tätigkeiten

Die vorbereitenden Tätigkeiten umfassen

- die Aufstellung des Arbeitsplanes für die durchzuführenden Wartungsarbeiten
- die Abschätzung der Gefahren beim Ausführen der Arbeiten
- die Festlegung der zu treffenden Schutzmaßnahmen
- die Benennung der beteiligten und aufsichtsführenden Personen
- die Sicherung des Arbeitsplatzes.

Alle diese Maßnahmen sind in einem Befahrerlaubnisschein aufgeführt, der rot mit "Intervention" gestempelt ist.

- Durchführung der Intervention

Vor Beginn der Intervention hat der Betriebsleiter sich persönlich von der Durchführung der in der Befahrerlaubnis aufgeführten Maßnahmen zu überzeugen und durch seine Unterschrift zu bestätigen. Die Intervention läuft dann nach Plan ab. Unvorhergesehene Ereignisse meldet der Aufsichtsführende sofort dem zuständigen Betriebsleiter, der die notwendigen Entscheidungen trifft.

- Interventionsabschluss

Eine Intervention wird abgeschlossen, wenn die Fertigmeldungen des Betriebsingenieurs und des Strahlenschutzes dem verantwortlichen Betriebsleiter vorliegen.

4. Interventionsbeispiel

Als Beispiel einer Intervention seien die am 28. und 29. 4. 1972 durchgeführten Arbeiten an der Pu-Verdampferbox erläutert:

- Ausgangslage

Zur Konzentrierung der Pu-Endprodukte sind 2 Glasverdampfer vorhanden, die in einer druckfesten α -Box stehen. Diese Box ist in Zelle VIII aufgestellt. Der Zugang zur Zelle ist über die Schleuse VIII a möglich. Der Pu-Verdampfer war mit 4 l Pu-Nitratlösung, d.h. 1 kg Pu gefüllt. Er war wegen einer Verstopfung nicht mehr zu entleeren. Deshalb war die Pu-Verdampferbox zu öffnen, damit direkt am Verdampfer gearbeitet werden kann.

- Schutzmaßnahmen

Wegen der zu erwartenden hohen α -Luftkontamination und der Freisetzung nitroser Gase konnten die Arbeiten nur fremdbelüftet durchgeführt werden.

- Arbeitsablauf

Pro Interventionseinsatz wurden folgende Mitarbeiter benötigt:

- 2 Handwerker in Zelle VIII am Verdampfer
- 1 Strahlenschutzaufsicht in der Schleuse VIIIa
- 1 Betriebsposten am Kompressor im Vorraum 159
- 1 Werker zur Materialbeschaffung
- 1 Strahlenschutzmann im Vorraum 159

Die Arbeiten wurden in 5 Einsätzen durchgeführt:

1. Einsatz, Schutzanzug Donald, Lungenautomat mußte abgebrochen werden da vermutet wurde, daß ein Automat nicht einwandfrei arbeitet.
- 2.-5. Einsatz, Schutzanzug Mars, Atemluftkompressor
Einsatzdauer je 1 bis 1 1/2 Stunde

- applizierte Dosis

Die den zehn Mitarbeitern applizierte Dosis betrug insgesamt 630 mrem; die höchste Einzeldosis 130 mrem.

- Verbrauch an Strahlenschutzmaterial

An Strahlenschutzmaterial wurde verbraucht:

- 8 Mars-Anzüge
- 2 Donald-Anzüge

6 Merkur-Anzüge
 100 Paar Sezier-Handschuhe
 100 Paar Marygold-Handschuhe
 200 Paar PVC-Überschuhe
 10 Rollen Windeln
 20 PVC-Säcke

5. Erfahrungen

Der Strahlenschutzbetrieb der GWK hat seit 1970 über 1500 Interventionenseinsätze durchgeführt und dabei folgende Erfahrungen gewonnen:

Atemschutz

Ohne Atemschutz wird gearbeitet, wenn die radioaktive Luftkonzentration weniger als das 3-fache der nach Anlage II der 1. SSV0 beträgt und die konventionellen MAK-Werte nicht überschritten werden. Ist die Luftkontamination höher, so wird bis 100 MZK eine Atemschutzmaske verordnet, über 100 MZK Fremdbelüftung. Für kurze Einsätze wird oft auch, sofern die Luftkontamination nicht extrem hoch ist, eine Atemschutzmaske verwendet.

Bewährt hat sich als Atemmaske der Auer-Typ 3 S mit dem Filter 89 B. Dieser Maskentyp ist aus dickem Gummi gefertigt und er weist große Dichtflächen auf. Beides gibt der Maske genügend Sitzstabilität am Gesicht, auch bei Querstößen auf das Filter.

Fremdbelüftet wird entweder mit einem Lungenautomaten oder durch direkte Fremdbelüftung. Die Lungen-Automaten werden vorwiegend für Schweißer eingesetzt. GWK verwendet Lungenautomaten der Firma Matter. Kompressoren müssen ölfreie Luft gewährleisten, daher werden die bewährten Kompressoren der Firma Pedi verwendet.

Schutzkleidung

Die Schutzkleidung muss Forderungen erfüllen, die sich zum Teil ausschließen, nämlich:

- absolute Dichtigkeit gegen α -strahlende Nuklide
- gute Wärme- und Feuchtigkeitsdurchlässigkeit
- beständig gegen Schweißperlen
- keine Behinderung für den Benützer
- Beständigkeit gegen konzentrierte Salpetersäure und organische Lösungsmittel.

Die Forderungen werden angenähert, indem das Interventionspersonal problembedingt eingekleidet wird.

Die Grundausrüstung besteht aus Unterwäsche und Socken, Leinen-Overall und Interventionsstiefel.

Darüber wird bei leichten Interventionen ohne Atemschutz ein Merkur- oder Infranoranzug getragen.

Bei Interventionen mit Atemschutzmaske werden Donald-Anzüge benützt.

Bei Interventionen mit Fremdbelüftung durch einen Lungenautomaten verwenden wir Donald-Anzüge, mit direkter Belüftung Mars-Anzüge. Es ist nicht ratsam, den Lungenautomaten

mit einem Marsanzug zu kombinieren.

Die Anzüge der Marken Mars und Donald haben sich bestens bewährt. Merkur- oder Infrarot-Anzüge sind wegen der anfälligen Nähte nicht genügend dicht. Ab einem bestimmten Kontaminationsgrad wird daher auch der darunter getragene Leinenanzug kontaminiert. Nicht verwendet werden in der WAK die schweren Vollschutzanzüge z.B. Typ Pluto; sie sind für Einsätze bei beengtem Raum ungeeignet.

Störend macht sich in allen verwendeten Anzügen der Wärmestau bemerkbar, der nur ein etwa 1- bis 2stündiges Arbeiten zulässt.

Meßgeräte

Interventionen bedürfen einer messenden Überwachung. Das sind insbesondere die Luftaktivität (unabhängig davon ob mit Atemschutz oder ohne gearbeitet wird) und die Dosisleistung. Sekundäre Bedeutung kommt der Kontaminationsmessung zu.

Die Luftaktivität wird überwacht:

- kontinuierlich durch α - β -Pseudokoinzidenz-Anlage der Firma Berthold, oder
- diskontinuierlich durch Staubsammler der Fa. Berthold.

GWK bevorzugt die diskontinuierliche Messung, da hierbei nach 1 h Sammelzeit schon die 3-fache MZK festgestellt werden kann. Die kontinuierlichen Anlagen brauchen hierfür ca. 3 bis 4 Stunden.

Die Dosisleistung wird mit FH 40 TLS und Teletektor gemessen. Außerdem stehen 2 I-Kammern zur Verfügung. Die Mitarbeiter vor Ort sind mit Dosisleistungs-Warngeräten und Dosiswarngeräten üblicher Bauart ausgerüstet.

Kontaminationsmessung erfolgt an einem Wischtestmessplatz, abseits vom Interventionsort, mit Handmonitoren FH 111 D und fahrbaren HFK-Monitoren FH 65 B der Firma Frieseke & Höpfner.

Zelte und Schleusen

Es wird nicht mit festeingebauten Froschmann-Wechselkabinen und Duschen sondern mit beweglichen Einrichtungen gearbeitet. Die notwendigen Zelte und Schleusen werden individuell vor Ort gebaut. Für den Zeltbau benützt man normale Rohrgerüste und 0,2 mm dicke Hostalenfolien, die vor Ort verschweißt werden. Für eine Zelt-Schleuse benötigt man zum Aufbau ca. 10 Mann-Stunden. Die Unterdruckhaltung geschieht mit Berthold-Staubsammlern; die Abluft wird direkt ins Abluftsystem abgeleitet. Mit der geschilderten Methode sind wir sehr zufrieden. Durch sie wird keine Aktivität durch das Gebäude bis zu festinstallierten Duschen verschleppt.

Hautkontaminationen

Hautkontaminationen sind äußerst selten. Die wenigen Kontaminationen, die wir feststellen konnten, waren fast ausnahmslos Gesichtskontaminationen. Sie rühren von einer unbewussten Berührung des Gesichtes mit kontaminierten Handschuhen her. Auch beim Absetzen der Maske werden öfters Kontaminationen verursacht.

Strahlenbelastung der Mitarbeiter

Im Jahre 1971 betrug die Dosisbelastung aller 253 Überwachten 104 rem. Als maximale Personendosis wurde 1,8 rem gemessen. Die Gesamtzahl der Hautkontaminationen betrug ca. 500. Davon entfielen auf die Interventionsarbeiten ca. 10 %.

Die Erfahrungen mit über 1500 Interventionseinsätzen unterschiedlichster Arten haben gezeigt, daß die Intervention mit einer minimalen Dosisbelastung abgewickelt werden kann.

DISKUSSION

BRUNNER: Wurden Schutzanzüge mit Wirbelstromkühlern in der Luftzuführung verwendet?

HERRE: Nein, da der Kompressor mehrere Personen versorgen muß, reicht die Kapazität nicht aus, auch noch einen Luftkühlerwiderstand zu überwinden.

PROBLEME DES STRAHLENSCHUTZES BEIM ZWISCHENFALL IM VERSUCHSREAKTOR LUCENS AM 21. JANUAR 1969

C. PEROTTO

SCHWEIZERISCHES INSTITUT FÜR NUKLEARFORSCHUNG,
ZÜRICH

Zusammenfassung

Im ersten Teil dieses Berichtes wird das Versuchsatomkraftwerk Lucens kurz beschrieben. Im zweiten Teil erörtern wir die Strahlenschutzprobleme, die wir in den ersten 24 Stunden nach dem Zwischenfall zu lösen hatten.

Der plötzliche Eintritt und die Schwere des Ereignisses erforderten den sofortigen Entscheid über die zu treffenden Sicherheitsmassnahmen. Die Verantwortlichen mussten somit unverzüglich die Grössenordnung der Gefahren, welchen die eventuell Verletzten und deren Retter ausgesetzt waren, erkennen. Im Falle von Lucens kam zur Strahlengefährdung durch die Dosisleistung von mehr als 100 R/h noch die Gefahr des Erstickens durch das CO₂-Kühlgas hinzu. Wir möchten daher mit Nachdruck darauf hinweisen, wie wichtig eine gute Konzeption der ständigen Mess-Systeme der Radioaktivität und des CO₂ in der Anlage ist, denn dank dieser Systeme erhalten wir die ersten Angaben für eine rasche Abschätzung der Lage.

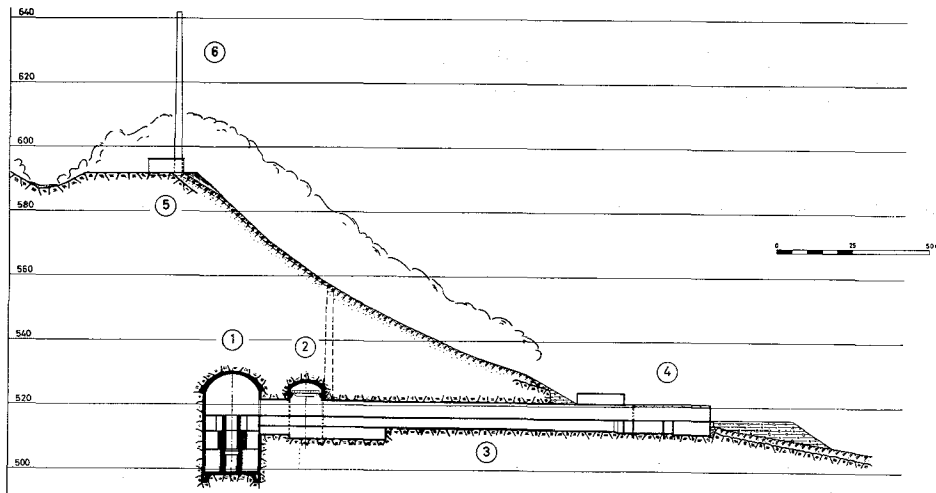
Der Zwischenfall hat ebenfalls klar gezeigt, dass eine strikte Kontrolle der Personenbewegungen zu den gefährlichen Zonen nötig ist. Andererseits muss das Personal eines Atomkraftwerkes beim Auftreten einer ausserordentlichen Situation bis zur Ankunft der Verstärkung in der Lage sein, wirksam für die Sicherheit der Personen innerhalb und ausserhalb der Anlage zu sorgen. Die Erfahrung von Lucens zeigt, wie wichtig zum voraus festgelegte Katastrophenpläne im Falle von Nuklearunfällen sind. Die Sicherheitsbehörden und Institutionen können daraufhin einschreiten und die Betriebsequipe bestens unterstützen.

Einleitung

Dieser Bericht ist den Strahlenschutzproblemen gewidmet, welche anlässlich des Zwischenfalles vom 21. Januar 1969 im Versuchsreaktor von Lucens auftauchten. Wir werden von den Ereignissen sprechen, die sich während den ersten 24 Stunden nach dem Zwischenfall zuge tragen haben.

1. Beschreibung des Versuchsatomkraftwerkes Lucens

Lucens befindet sich im Broye-Tal, 25 km nördlich von Lausanne. Wie Sie aus nachstehendem Bild ersehen, war der grösste Teil der Installationen unterirdisch angelegt. Während der Betriebsperiode gelangte man in die Reaktorkaverne durch zwei Schleusenammern und während der Revisionszeit durch eine grosse Montagetüre. Eine 130 m lange Galerie verband das Betriebsgebäude mit allen unterirdischen Anlagen. Die aus den Anlagen herausgezogene verbrauchte Luft gelangte durch einen 50 m langen Schacht via Absolut-Filter oder im Falle einer Jod-Kontamination via Aktivkohlenfilter zum Fusse eines 50 m hohen Kamines, und von da in die Atmosphäre.



1 Reaktorkaverne, 2 Maschinenkaverne, 3 Zugangs-Galerie, 4 Betriebsgebäude, 5 Obere Station, 6 Ventilationskamin

Die ausserhalb der Kaverne gelegenen Anlagen enthielten vor allem:

- Das Betriebsgebäude mit dem Kommandoraum, den elektrischen Installationen, den Werkstätten und Labors sowie den Büros.
- Die Aufbereitungs-Station für flüssige radioaktive Abfälle.

Der Reaktor mit einer thermischen Leistung von 30 MW wurde mit Schwerwasser moderiert und mit CO₂ gekühlt. Der verwendete Brennstoff war leicht angereichertes Uran-Metall. Im Reaktor bestanden 3 unabhängige Systeme: der Moderatorkreislauf einerseits, der Brennstoff mit dem primären Kühlkreislauf andererseits und der Kontrollstabkühlkreislauf.

Der Moderator war in einem Aluminiumtank enthalten, in welchem unter anderem 73 Kalandriarohre parallel zur Achse durchgeführt wurden. Diese Kalandriarohre waren dazu bestimmt, die Druckrohre, welche die Brennstoffelemente enthielten, aufzunehmen, sodass beide Systeme voneinander isoliert waren. Die Druckrohre hielten einem Druck von 60 bar des CO₂-Kühlgases stand. Sie waren mittels Verteilleitungen mit den Hauptsammlern verbunden. Diese Leitungen waren in zwei Verteilnetzräume unterteilt. Die Entlademaschine in der unteren Reaktorkammer ermöglichte bei Stillstand das Beladen und das Entladen und den Transport der bestrahlten Elemente in die Stablagerekaverne.

Abschliessend sei noch folgendes erwähnt: Oberhalb der Verteilnetzräume waren Klappen angeordnet, um im Falle eines Bruches des Primärkreislaufes innerhalb der biologischen Abschirmung als Ventil zu dienen. Dadurch wurde eine Ausdehnung des Gases in die Reaktorkaverne erwirkt; ebenso wurden die Räume innerhalb der biologischen Abschirmung vom Drucke entlastet.

2. Einige Angaben über den Zwischenfall

Nach Beendigung der Inbetriebnahme-Versuche wurde das Atomkraftwerk während 3 Monaten mit seiner maximalen Leistung betrieben; und dies, ohne dass irgendwelche Schwierigkeiten mit dem Reaktor zu verzeichnen gewesen wären. Nach einer programmierten Abstellung folgte eine 3-monatige Revisionsperiode. Unter anderem wurde ein zentrales Brennstoffelement in den heissen Zellen von Würenlingen untersucht und als in tadellosem Zustand befunden. Am 21. Januar 1969, um 17.20 Uhr, ungefähr 13 Stunden nach der Wiederinbetriebnahme ereignete sich der Zwischenfall.

Ohne irgendeine Vorwarnung wurde der Reaktor durch "Schnellschluss" abgestellt, und dies, als die Leistung auf 12 thermische MW gehalten wurde. Der jähe Druckabfall im Primärkreis-

lauf, die Abnahme des D₂O-Pegels sowie ein hoher Druck im Moderatortank waren typische Kennzeichen eines Kühlmittelverlust-Unfalles, bei welchem sich der Bruch innerhalb der biologischen Abschirmung befand.

Die eigentliche Ursache des Zwischenfalles bleibt unbekannt. Jedoch wissen wir heute, dass sie im Brennelement selber lag und zur Folge hatte, dass ein Druckrohr im Innern des Moderatortankes explodierte. Das im Primärkreislauf unter Druck stehende CO₂ breitete sich zuerst im Tank aus und dann gelangte es durch den Verteilnetzraum und die Sicherheitsklappen in die Reaktorkaverne. Das CO₂ führte eine geringe Menge Spaltprodukte und D₂O mit Tritium mit sich.

3. Notwendige Intervention und Kontrolle der Zugänge zu den gefährdeten Zonen.

Die in der Reaktorkaverne installierten Strahlenschutzmessinstrumente zeigten im Kommandoraum 1 Minute nach dem "SCRAM" eine μ -Intensität von mehr als 100 R/h; die Instrumentierung war nämlich am Ende der Skala angelangt. Die CO₂-Konzentration betrug ungefähr 25 %, somit tödlich für eine Person, welche länger als 3 bis 4 Minuten dort verweilt.

Notfallpläne, insbesondere für eine solche Lage, wurden schon vor langem aufgestellt. Nach diesen sollten in folgender Reihenfolge geschützt werden:

- Die Bevölkerung
- Die Betriebsleute
- Die Anlage

Dank dem raschen Abschliessen des "containment" bestand für die Bevölkerung vorläufig keine Gefahr. Nun musste aber noch festgestellt werden, dass kein Arbeiter in der Reaktorkaverne verblieben war. Es muss hier noch erwähnt werden, dass der Reaktor von Lucens so konzipiert war, dass bei jeder Wiederinbetriebsetzung ungefähr alle Stunden ein Rundgang im Innern des "containment" gemacht werden musste. Im Normalbetrieb genügten 3 bis 4 Rundgänge pro Tag. Für das Passieren der Zugangsschleusen wurde folgendes Kontrollsystem installiert:

- Wenn eine Person in die Kaverne eintreten wollte, musste sie sich über Sprechanlage im Kommandoraum melden und der Operator war für das Protokoll der Ein- und Ausgänge verantwortlich.
- Zudem musste man eine persönliche Kontrollmarke auf einem beim Eingang angebrachten Kontrollbrett aufhängen.

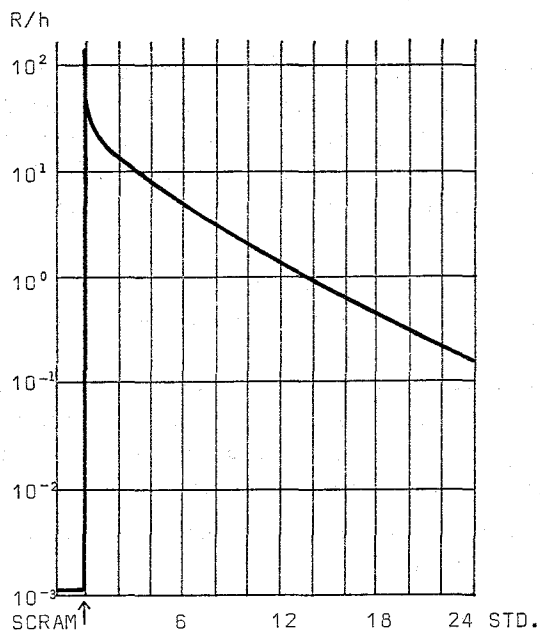
Ausserdem musste vor jeder Leistungserhöhung jedermann die Kaverne verlassen, denn man weiss ja, dass in einem solchen Moment eine erhöhte Gefahr besteht.

Zurück zum Zwischenfall. Schon eine Minute nach Feststellung der Notlage fand sich vor der Zugangsschleuse zur Reaktorkaverne eine mit Atmungsgeräten ausgerüstete Patrouille ein. Anhand der Marken konstatierte man, dass sich noch eine Person im Innern der Reaktorkaverne aufhalten musste. Der Operator, welcher mit der Kontrolle der Ein- und Ausgänge beauftragt war, behauptete aber, dass jedermann herausgekommen sei. Der Chef der Strahlenschutzüberwachung stand vor folgendem Problem:

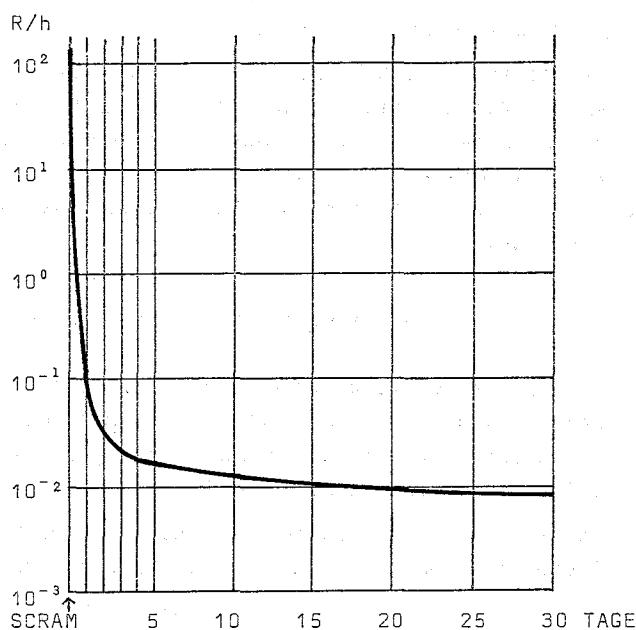
- Eine 3 Mann-Equipe auf die Suche nach einem eventuell Verletzten in die Kaverne zu schicken, wo die Luft 25 % CO₂ enthielt und die Strahlen-Intensität noch unbekannt, auf alle Fälle aber höher als 100 R/h war.

Aufgrund einer hinter der Montage-Türe vorgenommenen Messung schätzten wir diese Intensität auf 200 bis 400 R/h. Heute wissen wir, dass eine oder zwei Minuten nach dem Unfall maximal 120 R/h zu erwarten waren. Das Problem wurde schliesslich durch einen Telefonanruf gelöst, laut welchem bestätigt wurde, dass die erwähnte Person zum Zeitpunkt des Zwischenfalles draussen war. Die Rettungsmannschaft trat also nicht in die Reaktorkaverne ein. Die Ungewissheit dauerte ungefähr drei Minuten, die ich nicht so leicht vergessen werde.

Die nachstehenden Kurven zeigen Ihnen die Intensität im Moment des Unfalles sowie deren Weiterentwicklung in den darauf folgenden Stunden und Tagen.



Abfall der Dosisleistung während der ersten 24 Std. nach dem Zwischenfall.



Abfall der Dosisleistung während der ersten 30 Tage nach dem Zwischenfall.

Nach diesen kritischen drei bis vier Minuten glaubten wir an eine problemlose, abnehmende radioaktive Kontamination, die im Innern der Reaktorkaverne verbleiben würde. Jedoch stellten sich uns erneut Probleme.

4. Unvorhergesehene Ausdehnung der Luftkontamination und deren Konsequenzen.

Gegen 17.50 Uhr hatten wir die Gewissheit, dass das "containment" der Reaktorkaverne nicht absolut dicht war und dass sich die Kontamination auf sämtliche unterirdische Anlagen ausdehnte. Eine in der Maschinenkaverne mit dem Abstellen der Turbine beschäftigte Equipe wurde mit einer vorläufig nicht bekannten Mischung von Radionukliden kontaminiert.

Die Dekontaminationsanlage für Personen befand sich, wie Sie bereits gehört haben, in derselben Maschinenkaverne, also an einem der am stärksten kontaminierten Orte, was obgenannte Anlage unbrauchbar machte. Die einzigen noch zur Verfügung stehenden Duschen befanden sich in der Aufbereitungsanlage für radioaktive Abfälle. Leider aber fehlte dort das Warmwasser. Somit waren die ersten kontaminierten Personen gezwungen, sich unter Kaltwasserduschen zu waschen und dies am 21. Januar 1969. Am gleichen Abend jedoch wurde eine provisorische Warmwasserleitung installiert, was eine etwas angenehmere Dekontamination erlaubte.

Die Kontamination dehnte sich gegen 18.00 Uhr immer noch weiter aus, erreichte den Kommandoraum, die Telephonzentrale und schliesslich auch das ganze Betriebsgebäude, vor allem aber das radiochemische Mess-Laboratorium.

Gegen 18.20 Uhr sahen wir uns veranlasst, die Be- und Entlüftungsanlagen abzustellen, denn unsere Kontrollapparate für radioaktives Jod in der ans Kamin abgegebenen Luft zeigten an, dass erstens der Alarmpegel erreicht und zweitens das Ende der Skala überschritten waren. Heute wissen wir, dass der Kontrollapparat nebst dem Jod auch andere Nuklide gemessen hat und dass das Abstellen der Belüftungsanlage nicht absolut notwendig gewesen wäre. Im Zweifelsfalle musste jedoch dem Schutze der Bevölkerung den Vorrang gegeben werden. Das Abstellen obgenannter Anlage hat jedoch die radiologische Lage in der Maschinen-

kaverne und auf dem ganzen Areal nicht verbessert. Die maximale Kontamination wurde gegen 22.00 Uhr gemessen. Das entsprach einem Gleichgewichtszustand zwischen der Kontaminationszufuhr aus der Reaktorkaverne und dem Zerfall der Spaltprodukte. Die entsprechenden Intensitäten waren die folgenden:

Maschinenkaverne	50 bis 100 mR/h
Zugangs-Galerie	40 bis 80 mR/h
Kommandoraum	15 bis 50 mR/h
Labor	5 bis 10 mR/h

Zu den unangenehmsten Konsequenzen dieser Lage gehörten:

- Das Ausscheiden des Messlaboratoriums (zu hoher back-ground).
- Die Notwendigkeit, im Kommandoraum mit Gasmasken arbeiten zu müssen. Die Besatzung konnte jedoch auf ein Minimum gebracht werden, da die Anlage keine Probleme aufwarf.

Noch am selben Abend des 21. Januars konnten wir anhand der Halbwertszeiten-Messungen feststellen, dass das Kr-88 ($T_{\frac{1}{2}} = 2,8$ Std) und seine Tochter, das Rb-88 ($T_{\frac{1}{2}} = 28$ min) die wichtigsten Nuklide waren. Es war jedoch schwer zu sagen, in welchem Masse diese Nuklide nicht andere, gefährlichere Nuklide überdeckten. Wir nahmen an, dass die Kontamination auch Jod enthielt, jedoch wussten wir, dass nach einer 13-stündigen Betriebszeit nur wenig Jod vorhanden sein konnte.

Die Schutzmassnahmen für das Personal, wie das Tragen der Gasmasken in kontaminierten Zonen, Duschen für Personen mit kontaminierter Haut etc wurden so lange aufrechterhalten, bis uns die Universität Freiburg die qualitative und quantitative Mischung der Radionuklide bekanntgeben konnte. Anhand dieser Resultate konnten wir feststellen, dass die von der Reaktorkaverne in die Nebenanlagen gelangte Kontamination hauptsächlich aus Edelgasen und deren Töchter-Produkte (Kr-88, Rb-88, Kr-87, Kr-85) bestand und nur ganz kleine Mengen von I-135 und Te-132 vorkamen.

Die Wiederinbetriebsetzung der Hauptventilation beschleunigte die Dekontamination der Maschinenkaverne. Schon am 23. Januar um 12.00 Uhr konnten alle Lokale - mit Ausnahme der Reaktorkaverne - ohne spezielle Vorsichtsmassnahmen betreten werden.

5. Lehren und Schlussfolgerungen

Aus der kritischen Phase nach dem Zwischenfall können folgende Lehren gezogen werden: Sollte der Zutritt ins Innere des "containment" des Reaktors nötig sein und dies, während letzterer in Betrieb steht, so ist für eine genügende Sicherheit vor allem die Erfüllung folgender zwei Bedingungen wichtig:

- 1) Eine strikte Kontrolle der Zugänge zu den Schleusenammern mit Hilfe technischer Mittel, unabhängig vom "guten Willen" des Personals. (In Lucens hat sich das Markensystem sowie die Sprechanlage, verbunden mit einer administrativen Regelung, als erfolglos, ja sogar als gefährlich erwiesen).
- 2) Das sofortige Erkennen der Gefahren, welchen die eventuell Verletzten ausgesetzt sind und welchen die Retter ausgesetzt werden. Daher muss man über eine Instrumentierung verfügen, welche zum mindestens jenen Intensitätspegel anzeigt, jenseits dessen jedes menschliche Einschreiten zu gefährlich wird.

Man muss darauf gefasst sein, dass die wichtigsten Probleme sofort nach dem Unfall auftreten und dies vielleicht zu einem Zeitpunkt, wo die Schichtequipe auf sich allein angewiesen ist. Verstärkung kann dann erst später eintreffen. Schliesslich muss damit gerechnet werden, dass eine Ausdehnung der Kontamination über die vorgesehenen theoretischen Grenzen hinaus erfolgen kann.

Abschliessend betrachten wir folgende Tabelle, aus welcher die Dosisverteilung während der kritischen Phase des Zwischenfalles zu ersehen ist.

Vom Personal akkumulierte Dosis während der kritischen Phase des Zwischenfalles

Dosis mrem	0 - 10	10 - 20	20 - 50	50 - 100	100 - 150
Anzahl Personen	48	3	16	2	1

Wie Sie feststellen können, sind die Dosen viel niedriger als die zugelassenen Werte für Personen, welche beruflich strahlenexponiert sind.

Dieses positive Ergebnis ist folgenden Umständen zu verdanken:

- Perfekte Disziplin der ganzen Betriebsequipe
- Tatkräftiger Einsatz des Strahlenschutzdienstes
- Vorzügliche Zusammenarbeit zwischen der Betriebsequipe und den offiziellen Sicherheitsbehörden und den Instituten, welche bei dieser Operation mitgewirkt haben,

..... und auch dank der Vorsehung.

DISKUSSION

EDELHÄUSER: Sie sagten, daß Sie sich aus Gründen des Schutzes der Bevölkerung in der Umgebung des Reaktors zu einer Abschaltung der Entlüftung des Containments entschlossen. Ich vermute, daß dadurch die Abluftaktivitätsmeßstellen außer Funktion gesetzt wurden. Wie konnten Sie in diesem Fall die Konzentration radioaktiver Aerosole innerhalb des Containments bestimmen?

PEROTTO: Es stimmt, daß die kontinuierliche Aerosolüberwachung außer Funktion war. Wir konnten jedoch eine Aerosolprobe über eine dafür vorgesehene Rohrleitung aus dem Containment absaugen.

ERFAHRUNGEN MIT VERSCHIEDENEN SCHUTZANZÜGEN
ANLÄSSLICH DER DEMONTAGEARBEITEN AM REAKTOR VON LUCENS

J.L. NUSSBAUM

S.A. L'ENERGIE DE L'OUVEST-SUISSE
CENTRALE NUCLÉAIRE DE LUCENS, LUCENS

C. PEROTTO

SCHWEIZERISCHES INSTITUT FÜR NUKLEARFORSCHUNG,
ZÜRICH

Zusammenfassung

Die Demontgearbeiten am Reaktor von Lucens haben durch den Umfang der Arbeiten unter hoher Spaltprodukt-Kontamination dazu beigetragen, einige Erfahrungen in der Verwendung von Schutzanzügen zu sammeln.

Diese Erfahrungen haben gezeigt, welche Erschwerungen die Arbeit im nicht belüfteten Schutzanzug aus PVC in stark kontaminiertem Gebiet bedeutet. Die Verwendung eines für den Radiologen bestimmten Schurzes unter dem Schutzanzug aus PVC hat dazu beigetragen, die Dosis um einen Faktor 2 bis 4 zu verringern. Das Tragen dieses schweren Schurzes und des hermetischen Schutzanzuges führt jedoch zu einer raschen Ermüdung. Daher ist es nötig, das Personal vorher gründlich medizinisch zu untersuchen, wobei besonders Herz und Atemwege untersucht werden sollen.

Wir konnten feststellen, dass dank der Erfahrung und Ausbildung der Fachleute Arbeiten an kontaminierten Oberflächen mit Dosisleistungen bis zu 1 rad/Std ohne Risiko von Hautkontaminationen im Tuchanzug ausgeführt werden konnten.

Wir beenden diesen Bericht mit einigen Betrachtungen über Versuche, die mit verschiedenen Schutzanzügen während der Demontgearbeiten durchgeführt wurden.

1. Einführung

Bei den ersten Untersuchungen nach dem Zwischenfall stellten wir fest, dass vor allem die Anlage abzusichern war, d.h. alle kontaminierten und aktivierten Teile mussten demontiert, aussortiert und zum Teile aus den Kavernen gebracht werden.

Die Strahlenschutzüberwachung des Personals stellte uns wegen der grossen Ausdehnung der Arbeitsplätze und wegen der erheblichen Kontamination wie der vorhandenen Dosisleistungen vor eines der grössten Probleme.

Die während dieser Arbeiten gesammelten Erfahrungen mit den verschiedenen Schutzanzügen waren ganz besonders interessant.

Die Arbeiten dauerten eine beträchtliche Zeit. Zudem wurde in den meisten Fällen das Voranschreiten der Arbeit wegen der Schutzanzügen gehemmt.

Dank der erworbenen Erfahrung konnten wir im Laufe der Zeit unsere Vorschriften betreffend Schutzanzüge etwas weniger streng abfassen. Daraus ergab sich eine Gewichtserleichterung der Anzüge, was eine Verbesserung des Komforts, d.h. grössere Leistungsfähigkeit bewirkte, ohne dass die Sicherheit der Personen beeinträchtigt wurde.

2. Einheiten

Nachstehend geben wir Ihnen die in unserem Bericht verwendeten Messeinheiten bekannt:

- 1 MZK - Oberfläche (β μ) = 10^{-2} μ Ci/100 cm²
- 1 MZK - Luft - Arbeiter = $1,6 \cdot 10^{-9}$ Ci/m³
- Die Dosisleistungen sind in rad ausgedrückt und mit Hilfe eines 300 mg/cm² gewebeäquivalenten Detektors gemessen.

3. Allgemeine Aspekte der radiologischen Situation

Während der Arbeiten wurden wir mit Oberflächen-Kontaminationen bis zu ein paar hunderttausend MZK konfrontiert.

Lokal erhöhte sich die Luftkontamination bis einige tausend MZK.

Auf den Arbeitsplätzen reichten die μ Dosisleistungen in gewissen Fällen bis zu 20 rad/Std auf Brusthöhe.

Die radioaktive Kontamination wurde hauptsächlich durch die langlebigen Spaltprodukte verursacht. Letztere wurden wie folgt aufgeteilt:

(Mitte 1971):	Ce + Pr-144	: 45 %
	Pm-147	: 16 %
	Sr + Y-90	: 15 %
	Cs-137	: 12 %
	Ru + Rh-106	: 5 %
	Pu-239	: 0,1 %

4. Wahl der Schutzanzüge

Die Wahl der Schutzanzüge ist vor allem durch den Kontaminationsgrad und die Art der Kontamination bedingt. Es kommt jedoch vor, dass z.B. ein belüfteter Anzug wegen Platzmangel am Arbeitsort und wegen Gefahr des Zerreißens nicht getragen werden kann, obwohl die Verwendung eines solchen Anzuges eigentlich wünschenswert wäre.

Aus denselben Gründen konnten im Falle von Lucens oft keine belüfteten Schutzanzüge für die Demontgearbeiten benutzt werden.

Wir verwendeten daher nicht-belüftete PVC- oder Baumwollanzüge, je nach Art der vorhandenen Kontamination.

5. Arbeitsbeispiel mit einem nicht-belüfteten PVC-Anzug

Anhand eines Beispiels zeigen wir Ihnen den Arbeitsvorgang mit einem nicht belüfteten PVC-Anzug.

Arbeitsziel:

Das Durchsägen der Röhren eines Kühlgas-Verteilnetzes des Reaktors, um den Zugang für das Entladen der Brennelemente frei zu bekommen.

Beschreibung des Arbeitsplatzes:

Ungefähr ein 4 m langer, 1,2 m breiter und 2,5 bis 3,5 m tiefer Graben.

Schutzausrüstung:

Unterwäsche mit Baumwollsocken

Radiologenschürze aus Bleigummi, Bleiwert 0,5 mm Pb, ungefähres Gewicht: 6 kg

Baumwollüberkleid mit Mütze

PVC-Anzug, bestehend aus Hose, Weste mit Kapuze (einschl. Hand und Fuss)

Auf die Schulter fallende Baumwollkapuze

PVC-Socken

Plastik-Stiefel

Stoff-Ueberstiefel mit Gummisohlen

Gasmaske mit Absolutfilter

Gummihandschuhe.

Radiologische Daten:

Eine beträchtliche Kontamination stammte von der mit Spaltprodukten vermischten Glaswolle und erzeugte eine Oberflächen-Dosisleistung von mehr als 10 rad/Std. Diese Glaswolle kam von der thermischen Isolation her. Während des Zwischenfalles wurde sie zum unvorhergesehenen Filter für das aus dem Reaktor strömende D_2O ; daher die starke Kontamination der genannten Glaswolle. Das Cs-137 im D_2O war, nach Verdunsten des D_2O , besonders hoch angereichert in dieser Glaswolle:

Cs-137 : 78 %
 Ce-144 : 17 %
 Sr- 90 : 5 % (Werte 1971)

Die durchgeführten Schmierteste, welche mit alkoholdurchtränktem Zellstoff gemacht wurden, zeigten auf ihren Oberflächen eine abwischbare Kontamination von 400 bis 1800 mrad/Std ($\sim 10 \text{ dm}^2$).

Wir versuchten eine Dekontamination vorzunehmen, indem wir zuallererst die Glaswolle in Fässer einfüllten und dann die Rückstände mittels eines Staubsaugers aufsogen.

Zudem war die obere Asbestzementschicht der oberen Axialabschirmung mit den Isotopen Sr-Y90 und Pm-147 getränkt.

Trotz dieser Arbeiten massen wir auf dieser Oberfläche an einigen Stellen immer noch 4000 mrad/Std. Zudem handelte es sich in der Luft um eine sehr flüchtige Kontamination. Die vorgenommenen Luftentnahmen ausserhalb des Arbeitsplatzes zeigten noch Kontamination bis 100 MZK und mehr.

Um die Ausbreitung der Kontamination zu vermindern, haben wir auf alle Oberflächen Farbe gespritzt. Dies bewirkte eine Abnahme der Luft- und der losen Oberflächen-Kontaminationen um einen Faktor 10 bis 100.

5.1 Verwendung eines Radiologenschurzes

Die Arbeiten wurden vorerst nur mit dem erwähnten Schutzanzug, also ohne Radiologenschürze begonnen. Nach mehreren Interventionen stellten wir aber fest, dass die vom Personal akkumulierten Dosen übermässig hoch waren (150 bis 400 mrem pro Intervention). Deshalb wurde unser Personal mit diesen Radiologenschürzen ausgerüstet und dadurch erzielten wir eine Dosen-Reduktion um einen Faktor 2 bis 4.

5.2 Aus diesen Arbeiten entnommene Lehren

Die unbequemen Arbeitsstellungen, der undurchlässige PVC-Schutzanzug, sowie das Tragen der Gasmasken und der Radiologenschürze machten, dass die Arbeitsbedingungen erheblich erschwert wurden.

Die normale Einsatzzeit in dieser Ausrüstung betrug ein und einhalb Stunden.

Wir betrachteten zwei Stunden Arbeit als ein Maximum.

Während eines einzigen Einsatzes konnte bei den Arbeitern eine Gewichtsabnahme von 1 bis 2,5 kg festgestellt werden. Dies veranschaulicht die ungeheure Arbeitsanstrengung des Personals.

Die Mehrheit des Betriebspersonals hat bei diesem Arbeitsvorgang mitgewirkt. Es gab einen Personalwechsel, d.h. jede Person ging 1x pro Woche während 3 aufeinanderfolgenden Wochen in die Kaverne.

Dabei konnten wir noch eine weitere, wichtige Erfahrung sammeln. Zu der medizinischen Voruntersuchung für Personen, welche beruflich strahlenexponiert sind, muss eine zuzügliche gründliche Untersuchung erfolgen, mit besonderem Augenmerk auf das Herz, die Atemwege, eventuellen Hirnschäden und PVC-Allergien.

Was die Hautkontamination anbelangt, so hatten wir nur einen banalen Fall zu verzeichnen (6 MZK), für dessen Dekontamination eine Dusche genügte.

Jedoch mussten wir feststellen, dass die Ueberkleider trotz des PVC-Anzuges kontaminiert wurden. Diese Anzüge können also keinen 100%-igen Schutz garantieren. Das unaufhörliche Reiben gegen scharfe und sehr stark kontaminierte Oberflächen sowie der Balgeffekt in der Gürtelzone bewirkten schliesslich eine Ausbreitung der Kontamination zwischen oder durch das PVC Material.

6. Gemachte Erfahrungen mit den Baumwoll-Schutzanzügen

Um angenehmere Arbeitsbedingungen zu schaffen und dadurch eine erhöhte Leistungsfähigkeit der Arbeiter zu erzielen, haben wir beschlossen, gewisse Arbeiten in Baumwoll-Schutzanzügen auszuführen; dies an kontaminierten Orten, wo das Tragen undurchlässiger PVC-Anzüge früher als erforderlich bezeichnet wäre.

Diese Baumwoll-Anzüge setzten sich wie folgt zusammen:

Baumwollunterwäsche
 Baumwollüberzug, mit Kapuze
 Gasmasken
 PVC-Socken
 Plastikstiefel
 Gummihandschuhe.

Mit diesen Anzügen haben wir oft einer auf grosse Oberflächen verteilten Kontamination bis zu einem rad/Std getrotzt. Wir vermuten jedoch, dass diese Vereinfachung der Kleidungsart nur dann möglich ist wenn die Korngrösse der Staubpartikel gross genug ist. Nur die Erfahrung kann hier zeigen, wo die Grenze des Zulässigen liegt. Die minimalen Kontaminationen, die das Baumwoll-Gewebe durchdrangen und die Haut erreichten, waren die Folge eines wiederholten Reibens in der Knie-, ober Schenkel- und Ellbogengegend.

Heftiges Schweissen oder äussere Benetzung durch Flüssigkeiten (Wasser, Öl) begünstigten ebenfalls das Durchdringen der Partikel durch das Tuchgewebe.

7. Resultate der gemachten Versuche mit verschiedenen Schutzanzügen

Wir haben auf einer Vergleichstabelle die Anzüge, welche während der ganzen Zeit der Arbeiten oder auch nur hie und da getragen wurden, vermerkt.

Aus der 1. Kolonne ist die Beschreibung der Schutzanzüge wie deren Preis ersichtlich.

Aus der zweiten Kolonne ersieht man den Kontaminationsgrad bei welchem diese Anzüge getragen wurden.

In der dritten Kolonne wird die Wirksamkeit der Anzüge in kontaminiertem Gebiet bewertet.

Schlussendlich vermerken wir in der 4. Kolonne unsere Bemerkungen und Anregungen.

Die Kombinationen zweier verschiedener Schutzanzüge erweisen sich hie und da auch als wirksam. Die Zusammenstellung einer PVC-Hose und eines PVC-Ueberärmels mit dem Tragen eines Baumwollanzuges vereinigen Sicherheit und Komfort.

8. Schlussfolgerungen

Die täglich gemachten praktischen Erfahrungen und der ständige Kontakt mit den in situ arbeitenden Personen ermöglichten die Gewichtserleichterungen der Schutzanzüge und das Einführen verschiedener Neuheiten.

Solche Erleichterungen konnten jedoch nur bei einer guten Kenntnis der Arbeitsbedingungen (Korngrösse und Feuchtigkeitsgehalt der Kontamination, Ort, Art und Dauer der Arbeit, etc.) erlaubt werden.

Ebenfalls war eine längere Erfahrung notwendig um sicher zu sein, dass eine Arbeit in einem radioaktiven Gebiet sauber ausgeführt wurde: eine gute Kenntnis der Fähigkeiten jeder einzelnen Person war ebenso von Bedeutung.

Um die richtige Wahl der Schutzanzüge und des Atemschutzes in einem gewissen Sinne zu rechtfertigen, weisen wir darauf hin, dass die bei der Reaktor-Demontage mitwirkenden Personen mittels eines Ganzkörperzählers im Inselspital Bern kontrolliert wurden, und dass keine interne Kontamination nachgewiesen werden konnte.

Wie Sie bereits gesehen haben, konstatierten wir nur ganz wenige, zudem schwache Hautkontaminationen. Eine Dusche hat für eine Dekontamination immer gereicht.

Die Gewichtserleichterungen der Schutzanzüge erlaubten eine Erhöhung der Bewegungsfreiheit, was somit die Aufenthaltszeit verkürzte und daher eine Verminderung der äusseren Dosen bewirkte. Der Gewinn für die Gesamtheit der geleisteten Arbeit konnte nicht geschätzt werden. In gewissen Fällen von Arbeiten konnten die von den Personen akkumulierten Dosen bis zu 50 % und mehr vermindert werden.



3) Einteiliges
Baumwollüberkleid

4) Einteiliger
Papier-Schutzanzug

1) Zweiteiliger
PVC-Schutzanzug

VERGLEICHSTABELLE DER
VERWENDETEN SCHUTZANZÜGE FÜR DIE DEMONTAGEARBEITEN AM REAKTOR VON LUCENS

Beschreibung der Schutzanzüge	Kontaminationsgrad	Wirksamkeit des Schutzanzuges	Bemerkungen
1) Zweiteiliger PVC-Schutzanzug, Hose und Füße in einem Stück, Jacke, Kapuze und Handschuhe in einem Stück. Preis: sFr. 28.50	Größenordnung: über 1 rad/Std. auf der Oberfläche	sehr gut	Dieser Schutzanzug wurde für die meisten Arbeiten verwendet. Er ist sehr wirksam, jedoch ermüdend. Gewisse Arbeiten wurden nur mit einer über einem Baumwollanzug getragenen PVC-Hose ausgeführt.
2) Dreiteiliger PVC-Schutzanzug, 0,15 mm, Jacke, Hose, Kapuze. (Ohne Fuß und Handschutz) Preis: sFr. 12.50	Größenordnung: 1 rad/Std. auf der Oberfläche	gut	Auch dieser Anzug wurde viel verwendet. Er ist sehr wirksam, hat aber einen Nachteil: die abnehmbare Kapuze begünstigt die Kontamination des Halses und Nackens.
3) Einteiliges Baumwollüberkleid. Preis: sFr. 27.80	Größenordnung: unter 1 rad/Std. auf der Oberfläche	zufriedenstellend	Dieser Anzug kann in trockener Umgebung und für nicht zu anstrengende Arbeiten verwendet werden. Er kann auch nach dem Waschen wieder benutzt werden. Er ist wirksam bei einer Kontamination unter 1 rad/Std.
4) Einteiliger Papier-Schutzanzug. Preis: sFr. 4.90 Preis eines imprägnierten Anzuges: sFr. 9.--	Größenordnung: unter 1 rad/Std. auf der Oberfläche	wurde nicht genügend ausprobiert	Die wenigen Versuche zeigten einen schwachen mechanischen Widerstand des Materials. Der Anzug wurde über einem Baumwollüberkleid getragen. Es existiert aber ein imprägnierter PVC-Anzug, welcher vorteilhafter wäre. Billig, Abfall leicht brennbar.

DISKUSSION

VON DEM BUSSCHE-HÜNNEFELD: Sie haben bei den Demontearbeiten im kontaminierten Bereich Ihren Mitarbeitern das Tragen der PVC-Schutzhülle über dem Baumwollschutzanzug erlassen. Erfolgte diese Entscheidung aufgrund der geringen Schutzwirkung des PVC-Schutzanzuges? Ist also der PVC-Schutzanzug überflüssig?

PEROTTO: Nous avons avant tout, utilisé les tenues de coton parce qu'elles sont beaucoup plus confortables que les tenues PVC. Elles permettent un temps de travail plus long et un meilleur rendement pour une fatigue moindre de travailleur. D'autre part, jusqu'à 1 rd/h γ de contamination de surface, (à Lucens, par des produits de fission) les tenues de coton assurent une très bonne protection. Au-dessus de ce degré de contamination, il est nécessaire de porter des tenues PVC, qui offrent une meilleure protection. Celles-ci ne sont donc pas superflues.

(Wir haben vor allem deshalb Baumwollschutzanzüge benutzt, weil sie sehr viel bequemer sind als die PVC-Schutzanzüge. Sie erlauben eine längere Arbeitszeit und ermüden die Arbeitenden weniger. Außerdem haben die Baumwollschutzanzüge einen sehr guten Schutz bei Oberflächenkontaminationen mit Spaltprodukten mit Dosisleistungen bis zu 1 rd/h. Oberhalb dieses Kontaminationswertes ist es erforderlich, PVC-Schutzanzüge zu tragen. Diese sind daher nicht überflüssig.)

TRITIUM-ÜBERWACHUNG AN EINEM FORSCHUNGSREAKTOR

H. JAHN

KERNFORSCHUNGSANLAGE JÜLICH GMBH, JÜLICH
ZENTRALABTEILUNG FORSCHUNGSREAKTOREN

Zusammenfassung

Es wird über die Tritium-Überwachung an dem Forschungsreaktor FRJ-2 berichtet, bei dem D_2O als Kühlmittel und Moderator dient. Kontinuierlich gemessen werden die Konzentration an Tritium in der Atemluft sowie die Tritiumemissionen aus dem Abluftschornstein des Reaktors. Im allgemeinen liegt die Tritiumkonzentration in der Luft innerhalb der Reaktorhalle unter $10^{-6} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ und die Emissionsstärke beträgt weniger als 2 mCi/h. In Ausnahmefällen können jedoch auch beträchtlich höhere Werte vorkommen. Als bei der Durchführung von Probenbestrahlungen überraschend fast 78 kg D_2O , das eine spezifische H-3-Aktivität von 3,4 Ci/kg besaß, auf dem Reaktortop austraten, stieg die Tritiumkonzentration in der Halle auf einen Maximalwert von $1,8 \cdot 10^{-4} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ an. Die maximale Emissionsstärke betrug 300 mCi/h, wobei insgesamt 23 Ci Tritium emittiert worden sind. Nach Beseitigung des D_2O auf dem Reaktortop konzentrierten sich die weiteren Dekontaminationsarbeiten auf den zwischen Topplatte und Topschild des Reaktors gelegenen Topinnenraum, in den ein beträchtlicher Teil des ausgetretenen D_2O eingedrungen war. Bei den Dekontaminationsarbeiten wurde ein den jeweiligen Arbeitsverhältnissen angepaßter Atemschutz getragen. Durch ständige Messung der Tritiumkonzentration am Arbeitsort und eine mehrmalige Kontrolle der Tritiuminkorporationen durch Ausscheidungsanalysen war es möglich, den Einsatz der an den Dekontaminationsarbeiten beteiligten Personen so zu steuern, daß die Inkorporationen sehr gering blieben. Von insgesamt 20 im Einsatz befindlichen Personen hat nur eine Person eine Tritiuminkorporation von maximal 18 % des Dauerbelastungswertes erhalten. 8 weitere Personen hatten eine Tritiummenge inkorporiert, die 10 bis 15 % des Dauerbelastungswertes entsprach. Bei den übrigen 11 Personen war die Tritiumbelastung zum größten Teil wesentlich geringer. Die Tritium-Emission aus dem Abluftschornstein des Reaktors betrug nur 16,5 % des für die Dauer von einer Woche genehmigten Wertes. Der Vorfall zeigte, daß bei einer lückenlosen Überwachung auch bei einer unvorhergesehenen Freisetzung von Tritium eine Gefährdung des Betriebspersonals und der Umgebung ausgeschlossen werden kann.

Schwerwassermoderierte Reaktoren enthalten bekanntlich Tritium, das aus dem D_2O durch Neutroneneinfang des Deuteriums während des Betriebes des Reaktors gebildet wird. Da ein Austritt von D_2O aus dem Reaktorprimärsystem nicht ausgeschlossen werden kann, erfordert das dabei freigesetzte Tritium eine lückenlose Überwachung der Luftkonzentration. Am Forschungsreaktor FRJ-2 der Kernforschungsanlage Jülich ist hierfür in der Reaktorhalle ein Tritiummonitor ständig in Betrieb. Der Monitor besitzt 2 Ionisationskammern, wovon die eine als Messkammer und die andere als Kompensationskammer dient. Dabei ist es notwendig, die Ionisationskammern mit 8 cm Blei abzuschirmen, da anderenfalls die

beim Leistungsbetrieb des Reaktors vorhandene γ -Störstrahlung nicht restlos kompensiert werden kann. Die Tritium-Überwachung wird ergänzt durch 3 weitere mit Methandurchflußzählern ausgerüstete Monitoren, die zusätzlich in der Reaktorhalle oder an der Rektifizieranlage für die Wiederanreicherung des D_2O sowie in den Chemielabors bei der Überwachung von Schwerwasserprobenanalysen eingesetzt werden können. Eine zusätzliche Abschirmung der Detektoren ist bei erhöhter Umgebungsstrahlung auch hier notwendig. Alle Monitore sind mit Linienschreibern versehen, um jederzeit ein Diagramm über den Verlauf der Tritiumkonzentration zur Verfügung zu haben. Die Kalibrierung der Monitore erfolgt mit einer wässrigen Lösung bekannter spezifischer Tritiumaktivität unter Beachtung der Wasserdampfsättigung. Zur Überwachung der Abluft steht außerdem noch ein mit einem kompensierten Methandurchflußzähler, Zählratenmesser und nachgeschaltetem Linienschreiber ausgerüsteter Monitor, der im Nebenschluß zur Abluftleitung des Reaktors liegt, zur Verfügung. Unter Kenntnis des Luftdurchsatzes durch die Abluftleitung wird hiermit die Tritiumemissionsstärke gemessen. Ein Rollenzählwerk, dessen Messmotor in Serie mit dem Anzeigeelement des Zählratenmessers liegt, ermöglicht die Ermittlung der Gesamtemission über einen vorgegebenen Zeitraum. Die Grenzwerte des Abluftmonitors und des in der Reaktorhalle in Betrieb befindlichen Monitors sind in das Warnsystem des Reaktors eingeschleift.

Im Regelfall wird in der Reaktorhalle eine Konzentration von weniger als $10^{-6} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ an Tritium gemessen. Die Emissionsstärke liegt dabei unter der Nachweisgrenze von 2 mCi/h, entsprechend einer Tagesemission von weniger als 50 mCi/d.

Alle Personen, die Umgang mit tritiumhaltigem D_2O haben, werden einer Inkorporationsmessung bei der Inkorporationsmeßstelle der KFA unterzogen, sofern die Tritiumkonzentration in der Atemluft am Arbeitsplatz über $6 \cdot 10^{-6} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ ansteigt.

Erfahrungen über Tritiuminkorporationen bleiben auf einzelne Ausnahmefälle beschränkt. So traten in einem Falle, nach Beendigung eines Bestrahlungsexperimentes überraschend fast 78 kg tritiumhaltiges Schwerwasser auf dem Top des Reaktors aus. Bei diesem Experiment wurde, wie es allgemein üblich ist, zum Ziehen der hochaktiven Bestrahlungsstringer eine Abschirmflasche in Verbindung mit einem Zusatztor benutzt. Das Zusatztor dient dazu, bei einem Wechsellvorgang, bei dem die Flasche abgehoben werden muß, einen offenen Bestrahlungskanal vorübergehend dicht zu verschließen. Zur Durchführung des Bestrahlungsexperimentes mußte ein Flußmeßfingerhutrohr, das für die Aufnahme der zu bestrahlenden Proben zu dünn war, durch ein dickeres Flußmeßrig ersetzt werden. Nicht bedacht wurde, daß während dieses Wechsellvorganges die D_2O -Hauptpumpen, die zur Kühlung der Brennelemente das D_2O umwälzen, noch in Betrieb waren. Als das Flußmeßfingerhutrohr gezogen wurde, stieg das D_2O nach, füllte das zwischen Topschild und Topplatte eingesetzte Führungsrohr und stieg schließlich in das Innere des Zusatztores. Da das Zusatztor gasdicht auf der Topplatte aufsitzt, trat zunächst keine erhöhte Tritiumkonzentration in der Atemluft auf. Der Vorfall wurde erst entdeckt, als bei Beendigung des Experimentes das Zusatztor abgehoben wurde und damit das in ihm befindliche Schwerwasser über die Topplatte lief.

Die mit der Durchführung des Bestrahlungsexperimentes beauftragten Operateure hatten den Umfang der Gefahrensituation gleich erkannt und sofort den Reaktortop verlassen, wobei sie vermeiden konnten, daß sie selbst von dem ausgetretenen D_2O benetzt wurden. Die Reaktorhalle wurde geräumt und das diensttuende Schichtpersonal zog sich in die Schaltwarte zurück. Die Schaltwarte liegt zwar auch noch innerhalb der Reaktorhalle, es war aber aus früheren Untersuchungen bekannt, daß dort die Konzentration an radioaktiven Stoffen in der Atemluft etwa um den Faktor 10 bis 30 in Folge der besonderen Belüftung der Schaltwarte geringer ist als in der übrigen Halle. Nachdem man sich überzeugt hatte, daß die Reaktoranlage sich in sicherem Zustand befand, wurde auch die Schaltwarte geräumt. Etwa 1/2 Stunde nach dem D_2O -Austritt begannen die ersten Dekontaminationsarbeiten, wobei mit Kleenex-Tüchern das noch auf der Topplatte befind-

liche D_2O beseitigt und mit einer Vakuumpumpe das im Führungsrohr stehende Schwerwasser abgesaugt wurde. Bei den Dekontaminationsarbeiten wurde schwerer Atemschutz getragen.

Ein beträchtlicher Teil des D_2O war durch die Ritze am Rand der zahlreichen Topplattenstopfen und an dem Spalt zwischen Topplatte und dem sie umgebenden Topring in den Topinnenraum gelaufen. Der Topinnenraum, der sich zwischen dem eigentlichen Topschild und der Topplatte befindet, enthält die Anschlüsse für die 25 Brennelemente des Reaktors und für sämtliche eingebauten Loopexperimente. Die gesamten Armaturen im Topinnenraum waren mit D_2O stark benetzt.

Zunächst wurde der Topinnenraum mit einer Vakuumpumpe nach Ziehung eines Topplattenstopfens leergesaugt und anschließend die Topplatte zur Durchführung der weiteren Dekontaminationsarbeiten abgehoben. Wesentlich war es hierbei, während der gesamten Arbeiten die Konzentration an Tritium im Bereich des Reaktortops genau zu kennen. Da über die Klimaanlage die Hallenluft ständig mit einem Luftdurchsatz von $10\ 000\ m^3/h$ in das Abluftsystem des Reaktors abgesaugt wird, mußte außerdem die hiermit verbundene Tritiumemission überwacht werden.

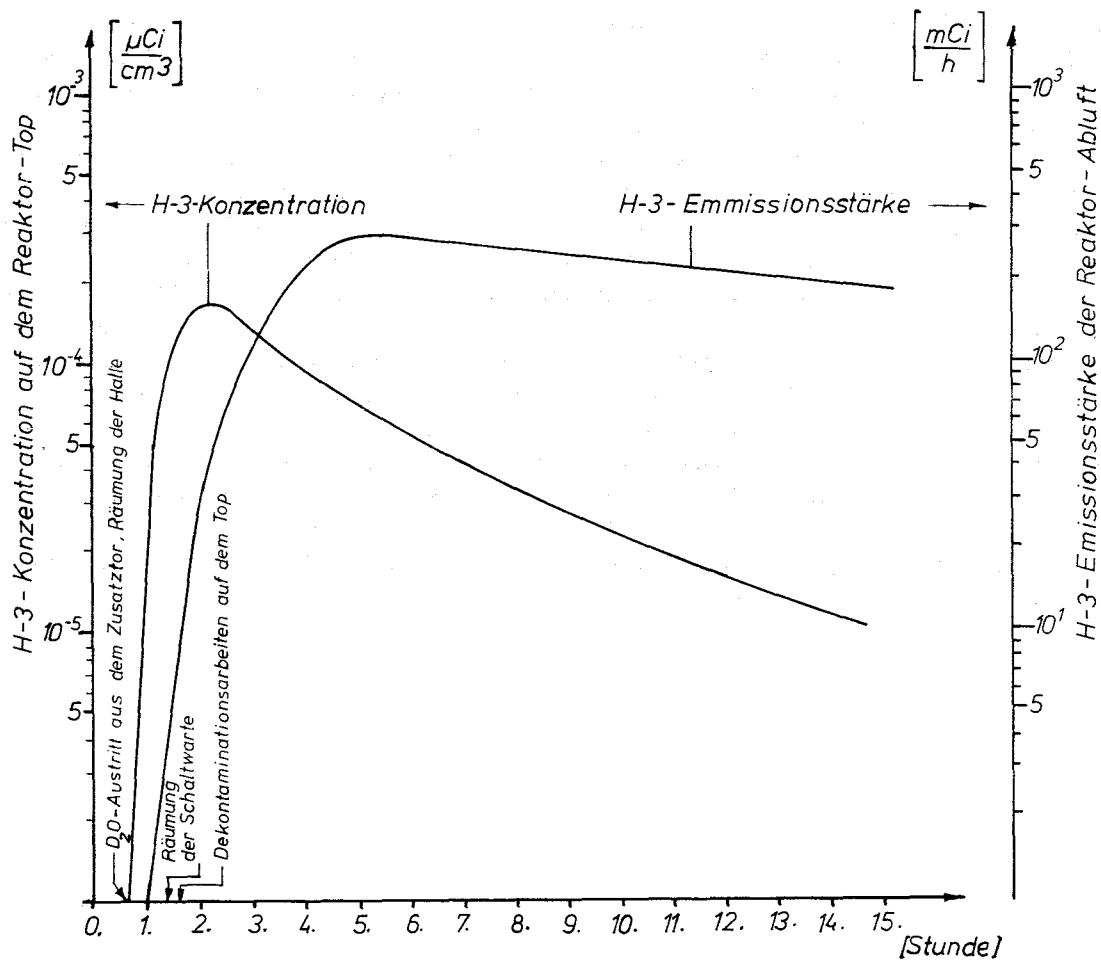


Abb. 1: H-3-Konzentration auf dem Reaktor-Top und H-3-Emissionsstärke als Funktion der Zeit innerhalb der ersten 15 Stunden nach dem Vorfall

In Abb. 1 ist der Verlauf der Tritiumkonzentration in der Atemluft auf dem Reaktortop und der Tritiumemission aus dem Abluftschornstein für den Zeitraum der ersten 15 h nach dem D₂O-Austritt graphisch dargestellt. Die H-3-Konzentration stieg vom Augenblick des D₂O-Austrittes von einem Wert von etwa 10^{-6} $\mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ schnell an und erreichte nach etwa 90 min den Maximalwert von $1,8 \cdot 10^{-4}$ $\mu\text{Ci}/\text{cm}^3$, um anschließend mit einer mittleren Halbwertszeit von etwa 1,7 h wieder abzufallen. Die Räumung der Halle sowie die anschließende Räumung der Schaltwarte sind in der graphischen Darstellung mit vermerkt.

Als die ersten Dekontaminationsarbeiten auf dem Reaktortop mit schwerem Atemschutz ausgeführt wurden, befand man sich gerade im Maximum der Tritiumkonzentration. Etwa 9,5 h nach dem Vorfall war der maximal höchstzulässige Konzentrationswert für Kontrollbereiche von $2 \cdot 10^{-5}$ $\mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ bereits wieder unterschritten. Etwa 15 min nach dem D₂O-Austritt wurde eine merkliche Tritiumemission registriert. Sie erreichte nach ungefähr 5 h die maximale Emissionsstärke von 300 mCi/h und fiel sodann mit einer mittleren Halbwertszeit von 9,3 h wieder ab. Der langsamere Abfall der Emissionsstärke im Vergleich zu dem zeitlichen Verlauf der Atemluftkonzentration läßt sich leicht damit erklären, daß die Reaktorabluft durch die im Topinnenraum angeschlossene Topabsaugung stärker mit Tritium belastet war, als die Luft in der Reaktorhalle.

Nachdem die Absaugung des D₂O aus dem Topinnenraum soweit wie möglich durchgeführt worden war, wurden 2 Heizlüfter installiert und der Topinnenraum mit einer Folie abgedeckt. Hiermit konnte eine weitere Trocknung des Topinnenraumes erreicht werden. Anschließend ist dann über dem Top ein Plastikzelt errichtet worden, um die Atemluft in der übrigen Halle durch das verdunstende D₂O nicht unnötig mit Tritium zu belasten. Innerhalb des Plastikzeltes erfolgte die weitere Trocknung mit Kleenex-Tüchern. Gleichzeitig wurde das vom Top abgehobene Zusatztor durch Absaugung von dem restlichen D₂O befreit und anschließend mit Kleenex-Tüchern trockengewischt. Auch hier wurde mit Plastikfolienabdeckung dafür gesorgt, daß nicht unnötig Tritium in die Hallenluft entwich. Mit zwei weiteren Tritiummonitoren ist die Atemluft in der Schaltwarte sowie in der übrigen Halle kontinuierlich überwacht worden. Es zeigte sich hierbei wieder, daß in der Schaltwarte eine wesentlich geringere Konzentration an radioaktiven Stoffen in der Atemluft gemessen wird, als dies in der übrigen Halle der Fall ist. Die Maximalkonzentration von $4,8 \cdot 10^{-5}$ $\mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ wurde in der Schaltwarte erst 2 1/2 Stunden nach dem D₂O-Austritt erreicht. Am folgenden Tage betrug die Tritiumkonzentration dort nicht mehr als $9 \cdot 10^{-6}$ $\mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ und fiel dann anschließend auf $1,5 \cdot 10^{-6}$ $\mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ ab. Während der eigentlichen Trocknungsarbeiten im Topinnenraum wurde in der Schaltwarte nicht mehr als 10^{-6} $\mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ an Tritium gemessen. In der übrigen Halle lagen die Tritiumkonzentrationswerte zwischen $3,2 \cdot 10^{-5}$ und $8 \cdot 10^{-6}$ $\mu\text{Ci}/\text{cm}^3$. Innerhalb des auf dem Top aufgebauten Plastikzeltes erreichte die Tritiumkonzentration den Maximalwert von $1,5 \cdot 10^{-4}$ $\mu\text{Ci}/\text{cm}^3$.

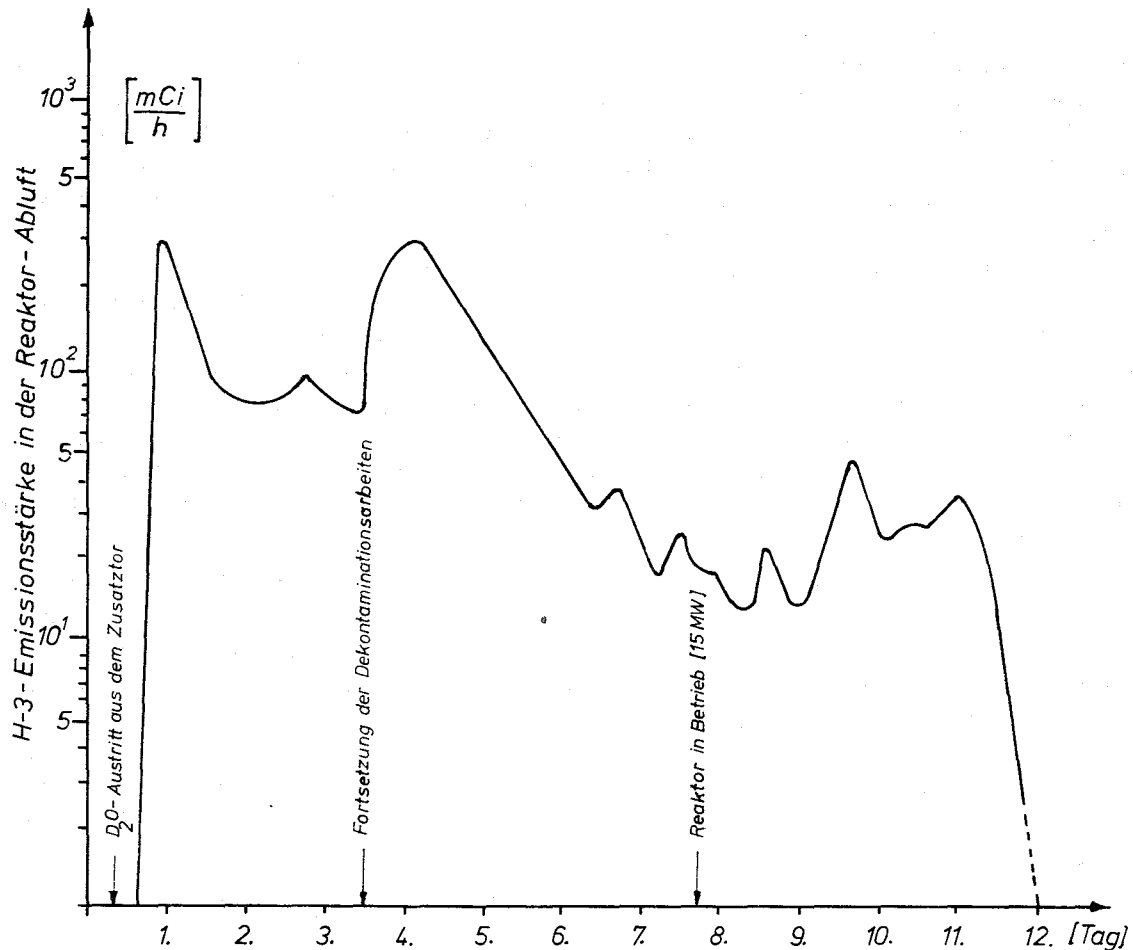


Abb.2: H-3-Emissionsstärke als Funktion der Zeit bis Emissionsende

In Abb. 2 ist der zeitliche Verlauf der Tritiumemissionsstärke vom Augenblick des Austritts des D_2O aus dem Zusatztor bis zur Wiederinbetriebnahme des Reaktors graphisch dargestellt. Man erkennt deutlich, wie die Emissionsstärke, nachdem sie zunächst abgefallen war, wieder zunimmt, als die eigentlichen Dekontaminationsarbeiten im Topinnenraum begannen und die Heizlüfter in Betrieb waren. Die Dekontaminationsarbeiten im Topinnenraum nahmen 3 Tage in Anspruch. Danach ist der Reaktor wieder in Betrieb gegangen. Nach Erreichung der Nennleistung von 15 MW stieg die Tritiumemissionsstärke vorübergehend wieder etwas an, bedingt durch das restliche Verdunsten des D_2O im Topinnenraum, nachdem der Reaktor warm geworden war. Anschließend fiel die Emissionsstärke unter die Meßgrenze von 2 mCi/h.

Vom Beginn des Vorfalles bis zur Inbetriebnahme des Reaktors sind 20,5 Ci Tritium emittiert worden. Nach der Inbetriebnahme wurden schließlich noch weitere 2,5 Ci emittiert, so daß sich die Gesamtemission, die durch den Vorfall hervorgerufen worden war, auf insgesamt 23 Ci Tritium, entsprechend 16,5 % des genehmigten Wochenwertes, belief. Bei einer spezifischen Tritiumaktivität von 3,4 Ci/kg bedeutet dies, daß durch den Abluftschornstein insgesamt etwa 6,8 kg D_2O entwichen sind. Bei den Dekontamina-

tionsarbeiten wurden 77,9 kg D₂O sichergestellt. Knapp 9 % dieser Menge sind somit durch Verdunstung über den Abluftschornstein verloren gegangen.

Für die strahlenschutzmäßige Überwachung des gesamten, an dem Vorfall und an den Dekontaminationsarbeiten beteiligten Personals war eine regelmäßige Kontrolle der Tritiuminkorporation von entscheidender Bedeutung. In Zusammenarbeit mit der Inkorporationsmeßstelle der KFA sind bei allen in Frage kommenden Personen mehrere Male Tritium-Ausscheidungsanalysen vorgenommen worden. Insgesamt wurden 20 Personen untersucht. Die maximale Tritiumkonzentration im Urin von 4,07 nCi/ml wurde nur bei einer Person festgestellt. Bei einer weiteren Person ergab sich eine Urinkonzentration von 3,4 nCi/ml. Bei 7 Personen lag die Tritiumkonzentration im Urin zwischen 2,3 bis 2,93 nCi/ml. Bezogen auf den Dauerbelastungswert, der einer Tritiumkonzentration im Urin von 23 nCi/ml entspricht, haben somit insgesamt 9 Personen eine Belastung von mehr als 10 % mit einem Maximalwert von 18 % erreicht. Bei den übrigen 11 Personen lag die Belastung zwischen 1,26 und 9,4 % des Dauerbelastungswertes. Es ergab sich hier die Gelegenheit, bei einigen Personen den zeitlichen Verlauf der Tritiumausscheidung zu ermitteln. Man fand dabei eine effektive Halbwertszeit zwischen 14,4 und 10,4 Tagen. Der Mittelwert aller untersuchter Personen ergab eine effektive Halbwertszeit von 12,6 Tagen.

Der Zwischenfall wurde strahlenschutzmäßig restlos beherrscht. Besondere Überlegungen erforderte der am zweckmäßigsten zu tragende Atemschutz. Bei den Dekontaminationsarbeiten im Topinnenraum innerhalb des Plastikzeltes war es aus Platzgründen unmöglich, schwere Atemschutzanzüge mit Pressluftatemgeräten zu tragen. Sehr gut bewährt haben sich fremdbelüftete Schutzanzüge sowie belüftete Atemschutzhauben, die über dem Overall getragen wurden. Durch die ständige Messung der Tritium-Konzentration in der Atemluft, wie durch die Beachtung der Ergebnisse der Ausscheidungsanalysen, war es möglich, die Personenbelastung jederzeit abschätzen zu können und hiernach die Atemschutzgeräte sinnvoll den jeweiligen Arbeitsbedingungen anzupassen.

DISKUSSION

VON RÖNNE: Welche Luftmenge bringen Sie durch Ihre Schnüffelleitung zur Tritiumüberwachung und in welchem Abstand von der Ansaugstelle können Sie noch Tritiumfreisetzungen feststellen?

JAHN: Der Luftdurchsatz durch die Schnüffelleitung beträgt etwa 30 l/h. Dabei ist die Schnüffelleitung, die vom Reaktortop zum Tritium-Monitor führt, ungefähr 5 m lang. Die durch die Schnüffelleitung bedingte zeitliche Verzögerung der Anzeige am Tritium-Monitor ist nur gering. Auf dem Reaktortop wird durch eine akustische und optische Warnung eine Grenzwertüberschreitung am Monitor angezeigt.

BRAUN: Die Rohrlänge zwischen Ort der Probennahme und der Meßapparatur kann beträchtlich lang sein, wenn man sich folgender Zusatzeinrichtung bedient: Man fördere eine vielfache Menge der zu analysierenden Luft (Faktor 100 oder mehr) vom Ort der Probennahme über eine Rohrleitung in einen Behälter mit einem Fassungsvermögen von 0,5 bis 1,0 m³, welcher in unmittelbarer Nähe der Meßapparatur steht. Aus dem Behälter entnehme man die Probe für den Durchflußzähler. Damit verlagert man in kurzer Zeit das auszumessende Medium vom Ursprungsort zum Meßplatz. Wichtig ist, daß die Rohrleitung aus Metall oder Gummi, nicht aber herkömmlichem Kunststoff, besteht, da die Feuchtigkeit möglichst wenig von der Rohrwand adsorbiert werden soll. Die Wände des Behälters sollten mittels einer Heizung einige Grad Celsius über der Umgebungstemperatur gehalten werden, um Kondensationseffekte zu vermindern. Bei 100 m Rohrlänge betrug die Zunahme der Verzögerung gegenüber 2 m Rohrlänge weniger als 10 Minuten.

STRALENSCHUTZASPEKTE BEI BRENNELEMENT- UNDICHTIGKEITEN AM FRG

H. RENNER

GESELLSCHAFT FÜR KERNENERGIEVERWERTUNG IN SCHIFFBAU
UND SCHIFFFAHRT MBH, GEESTHACHT
ABTEILUNG STRALENSCHUTZ

Zusammenfassung

Ende 1970 wurden aufgrund erhöhter Luftradioaktivitätswerte in der Reaktorhalle Undichtigkeiten an MTR-Brennelementen festgestellt.

Auf der Basis der Ge-Li-Gammaspektroskopie wurden Spaltproduktmessungen mit Hilfe eines kontinuierlichen on-line Probenentnahmeverfahrens durchgeführt, das eine Identifizierung der schadhaften Brennelemente ermöglicht.

Es wird auf die Problematik eingegangen, die sich aus dem Reaktorbetrieb mit schadhaften Brennelementen in bezug auf den praktischen Strahlenschutz ergeben hat.

I. Einleitung

Die Gesellschaft für Kernenergieverwertung in Schiffbau und Schifffahrt betreibt auf ihrer Reaktorstation Geesthacht a.d.Elbe zwei Reaktoren vom Swimming-pool Typ, FRG 1 mit 5 MW und FRG 2 mit 15 MW thermischer Leistung.

Die Reaktorcores befinden sich in einer Halle in getrennten Bassins von 140 m³ bzw. 450 m³ Inhalt 7 m unter der Wasseroberfläche. Jeder Reaktor arbeitet mit eigenem Primär- und Sekundärkreislauf; die thermische Leistung wird über Kühltürme an die Atmosphäre abgegeben.

Während FRG 2 Incorebestrahlungsexperimenten dient und nur von der Reaktorhalle zugänglich ist, sind Bestrahlungsexperimente bei FRG 1 auch über Strahlrohre in einer von der Reaktorhalle getrennten Versuchshalle möglich.

II. Betrieb mit undichten Brennelementen

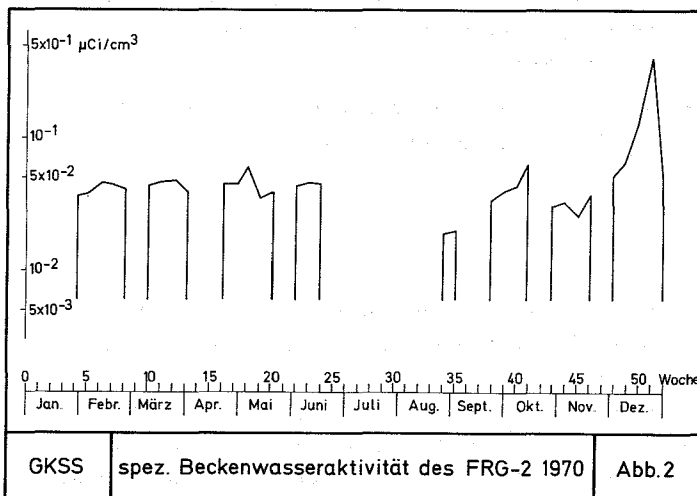
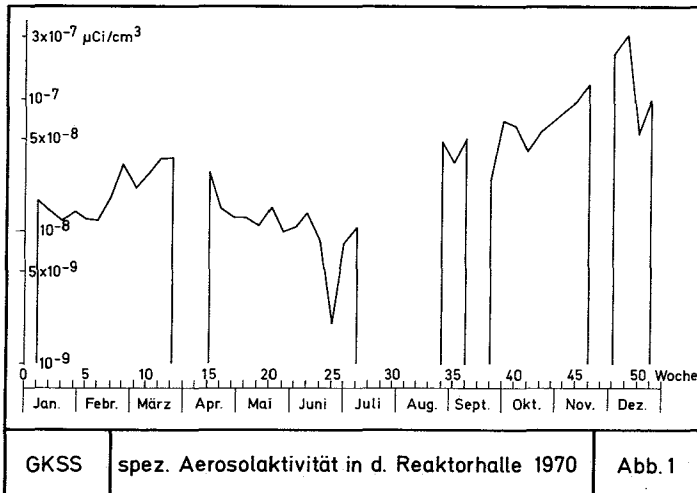
Ende des Jahres 1970 wurden aufgrund hoher Luftradioaktivitätswerte in der Reaktorhalle Brennelementundichtigkeiten festgestellt.

Abb. 1 zeigt den zeitlichen Verlauf der Aerosolaktivität in der Reaktorhalle. Daraus ist zu entnehmen, daß die spez. Aerosolaktivität im Monat Dezember 1970 um eine Größenordnung gegenüber den Werten der vorangegangenen Monate angestiegen ist.

Messungen der Beckenwasseraktivität bei beiden Reaktoren ergaben nur bei FRG 2 einen deutlichen Hinweis auf Brennelementundichtigkeiten. Abb. 2.

Gammaspektroskopische Messungen diskontinuierlich mit einem Staubsauger entnommener Luftproben zeigten als Bestandteile die Aerosole Cs 138 und Rb 88, Folgeprodukte der Spaltedelgase Xe 138 und Kr 88. Eine Änderung in der Zusammensetzung der Aerosole gegenüber den Luftfilteranalysen vor Eintritt der Brennelementundichtigkeiten war nicht festzustellen.

Daß nur die Aerosole Rb 88 und Cs 138 in meßbaren Konzentrationen in der Reaktorhallenluft zu finden sind wird verständlich, wenn man die Zerfallsschemata der Spalt-



edelgase in Betracht zieht:

Bei einem Swimmingpool-Reaktor werden nur die Nuklide mit dem Filter erfaßt, deren Bildungsgleichungen folgenden Bedingungen genügen:

1. Der Vorgänger des Aerosols muß gasförmig und genügend langlebig sein, um die 7 m Wasserschicht zu durchdringen.
2. Kurze Halbwertszeit und große Spaltausbeute des dem Edelgas vorangehenden Halogens, damit genügend Edelgas gebildet wird bevor das Halogen vom Sog des Primärkühlstroms erfaßt und erst über den Wärmetauscher wieder dem Becken zugeführt wird.

Diese Bedingungen sind bei den genannten Aerosolen Rb 88 und Cs 138 erfüllt.

Im Gegensatz zu der unveränderten Zusammensetzung der Aerosole in der Reaktorhalle zeigen sich bei der Analyse des Beckenwassers von FRG 2 Unterschiede zu den Wasserproben, die vor dem Betrieb mit schadhafte Brennelementen entnommen wurden. Neben vermehrt auftretenden Spalteredelgasen konnte das radiologisch bedeutende Jodisotop J 131 nachgewiesen werden.

III. Strahlenschutzmaßnahmen

Bei der Reaktorstation Geesthacht wurde aufgrund der am FRG 2 aufgetretenden Brennelementundichtigkeiten für alle Mitarbeiter, die die Reaktorhalle betreten müssen, statt bisher nur Kittel- nun der Overallzwang eingeführt. Sorgfältige Personenkontrollen ergaben, daß Kontaminationen besonders an Händen, Füßen und Haaren aufgetreten waren. Gammaspektroskopische Untersuchungen von Wisch- und Kondenswasserproben aus der Reaktorhalle ließen nur die Aerosole Rb 88 und Cs 138 erkennen.

Wegen der Trennung von Reaktor- und Versuchshalle war es möglich, den Kontaminationsbereich auf die Reaktorhalle zu beschränken. Strahlrohrexperimente an FRG 1 waren nicht betroffen.

In dem Bemühen, die Aerosolluftaktivität zu reduzieren, wurde der Zusammenhang zwischen Aerosolluftaktivität und Warmwasseraufgabe am FRG 2 untersucht.

Die Vermutung, daß Spalteredelgase über den Reinigungskreislauf des Poolwassers- der im Bypass die Warmwasserschicht versorgt- in das Oberflächenwasser gelangen, bestätigte sich: Da der Ionenaustauscher im Mischbettfilter des Reinigungskreislaufs die Edelgaskonzentration des Poolwassers nicht beeinflusst, konnte unmittelbar am Einlauf der Warmwasseraufgabe gelöstes Spalteredelgas gammaspektroskopisch nachgewiesen werden.

Nach dem Abschalten der Warmwasserzuführung sank die spez. Aerosolluftaktivität inner-

halb einer Stunde auf die Hälfte ihres ursprünglichen Wertes. Es kann angenommen werden, daß der Temperaturgradient des Poolwassers in dieser Zeit erhalten blieb. Instabilitäten müssen eine Zunahme der Aerosolaktivität und einen Anstieg der Dosisleistung über dem Becken bewirken. Beides wurde nicht beobachtet.

Diese Feststellungen führten dazu, die Warmwasseraufgabe von dem Reinigungskreislauf zu trennen und die Warmwasserschicht im separaten Kreislauf zu betreiben.

Als Folge des Betriebes mit schadhafte Brennelementen waren Strahlenschutzmaßnahmen in bezug auf das bei der Regenerierung des Mischbettfilters anfallende radioaktive Abwasser notwendig. Bestandteile des Regenerats waren die Spaltprodukte

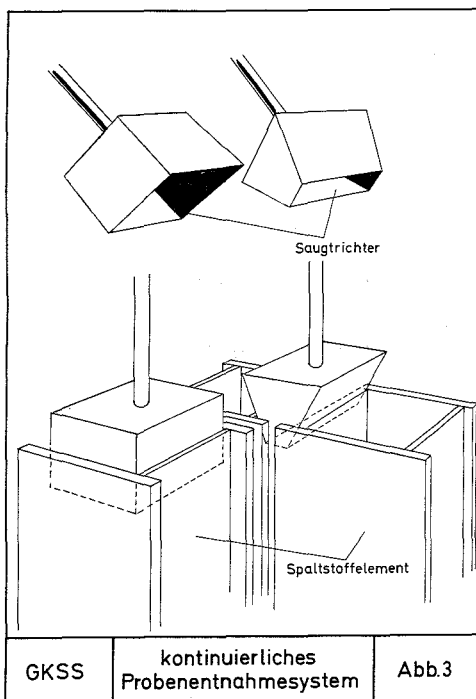
Ce 141	Halbwertszeit	32 Tage
Ce 144	"	284 "
La 140	"	2 "
Ba 140	"	13 "
J 131	"	8 "
Ru 103	"	39 "
Zr 95	"	65 "
Nb 95	"	35 "

Die Bruttoaktivität des Mischbettregenerats war 4 Wochen nach dem Regenerieren noch größer als $0,01 \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$.

Hohe spez. Aktivität, große Halbwertszeiten der Spaltprodukte und beschränkte Lagerkapazität machten es notwendig, im Jahre 1971 insgesamt 200 m^3 radioaktives Abwasser mit einer mittleren spez. Aktivität von $2 \cdot 10^{-3} \mu\text{Ci}/\text{cm}^3$ im Tanklastwagen abzutransportieren.

IV. Identifizierung defekter Brennelemente

Das im folgenden beschriebene Verfahren zur Identifizierung defekter Brennelemente



wurde aus den besonderen Gegebenheiten heraus entwickelt, wie sie bei den Geesthachter Swimmingpool-Reaktoren bestehen. Seine Anwendung beschränkt sich daher auf Swimming-pool-Reaktoren während des Betriebes mit konvektiver Kühlung der Brennelemente.

Bei einer thermischen Leistung bis zu 200 kW ist es möglich, die Geesthachter Reaktoren ohne Zwangskühlung zu betreiben. Der konvektive Kühlstrom ist dann vertikal nach oben gerichtet. Unter dieser Bedingung wird eine trichterförmige Sonde (Abb.3) von der Reaktorbrücke aus dicht auf ein zu untersuchendes Brennelement aufgesetzt, und der konvektive Kühlstrom dieses Elements über eine Pumpe und ein Meßgefäß in das Reaktorbecken zurückgeleitet. Die von dem Kühlwasserstrom aus dem Gefäß emittierten Gamma-Quanten werden von einem Ge-Li-Spektrometer durch ein Fenster in der Reaktorhallenwand in einem angrenzenden Meßraum registriert und in einem Impulshöhenanalysator aufgezeichnet. (Abb.4)

Meßgefäß und Detektor befinden sich daher in

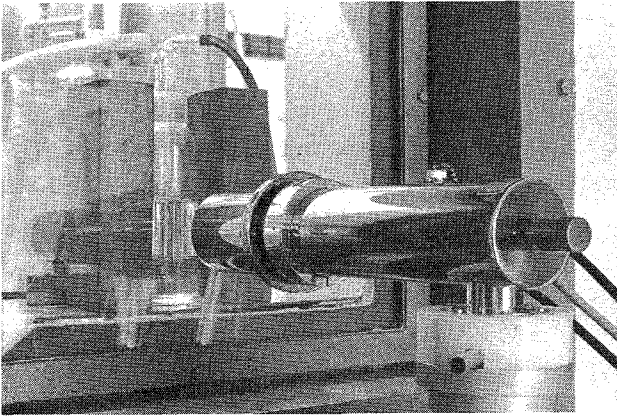


Abb 4. Meßgefäß vor einem Fenster in der Reaktorhalle. Im Vordergrund: Ge-Li Detektor im Meßraum

zwei voneinander getrennten Räumen. Eine Kontamination des Detektors ist ausgeschlossen; außerdem ist die Abschirmung gegen Direktstrahlung aus den Reaktorbecken leicht möglich. Die Meßsonde des beschriebenen kontinuierlichen Probenentnahmesystems kann von Brennelement zu Brennelement versetzt oder mit einer keilförmigen Sonde Positionen zwischen zwei Brennelementen gewählt werden. Der Reaktor wird dabei mit einer thermischen Leistung von 200 kW (Geesthacht) betrieben.

Die Durchströmgeschwindigkeit des Kühlwassers durch die Rohre des Probenentnahmesystems beträgt etwa 3 Liter/Minute; die Zeit, die das Kühlwasser für den Weg Brennelement - Meßgefäß benötigt ebenfalls 3 Min.

Auf dem Schirm des Vielkanalanalysators erwartet man die γ -Spektren von Isotopen, die

1. in der Nähe der beiden Maxima der Spaltausbeute bei den Massenzahlen 95 und 140 liegen.

2. deren HWZ der Größenordnung der Transportzeit des konvektiven Kühlstroms entspricht.

Isotope, die diesen Bedingungen genügen, werden mit großer Wahrscheinlichkeit gebildet und zerfallen genügend schnell, um sicher in dem mit der Sonde gewählten Brennelement entstanden zu sein.

Im Bereich der Isotope mit den Massenzahlen um 95 kommen nur die Isobaren 89 und 90 mit den Isotopen Kr 89 und Rb 90 in Betracht:

<u>Masse 89</u>	89	89	89	89	89
	Br	Kr	Rb	Sr	Y
	4,5s	3,2 m	15,4 m	51 d	stabil
fractional independent fission yield	0,66	0,31	0,02	0,001	
cummulative fission yield		4,76			

<u>Masse 90</u>	90	90	90	90	90	90
	Br	Kr	Rb	Sr	Y	Zr
	14s	33s	2,7 m	28 a	63,4 h	stabil
	0,31	0,55	0,12	0,003		
cummulative fission yield		5,83				

Bei den Isobaren um die Massenzahl 140 wählten wir das Isotop Xe 137:

<u>Masse 137</u>	¹³⁷ I	→	¹³⁷ Xe	→	¹³⁷ Cs	→	¹³⁷ Ba
	24 s		3,9 m		29 a		stabil
fractional independent fission yield	0,93		0,06		0,001		
cummulative fission yield	6,2						

<u>Masse 138</u>	¹³⁸ I	→	¹³⁸ Xe	→	¹³⁸ Cs	→	¹³⁸ Ba
	5,8 s		17 m		32 m		stabil
	0,80		0,18		0,06		
cummulative fission yield	6,7						

<u>Masse 139</u>	¹³⁹ I	→	¹³⁹ Xe	→	¹³⁹ Cs	→	¹³⁹ Ba	→	¹³⁹ La
	27 s		41 s		95 m		84 m		stabil
	0,55		0,40		0,039		0,0004		
cummulative fission yield	6,5								

Die folgenden Abbildungen zeigen Vielkanalimpulshöhenspektren von zwei benachbarten Brennelementen.

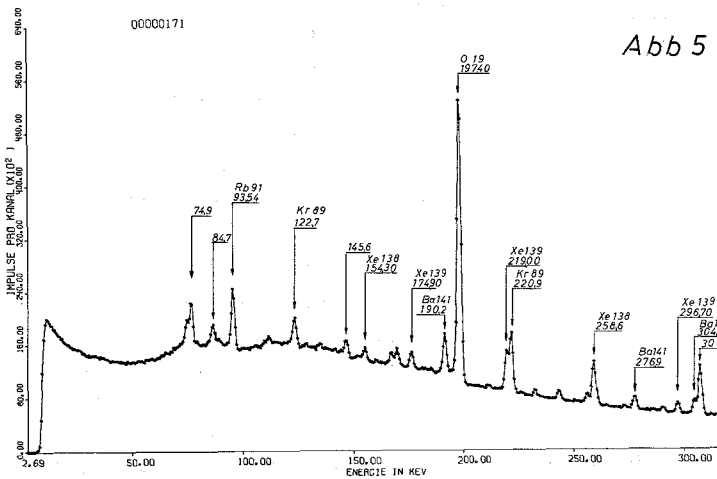


Abb 5

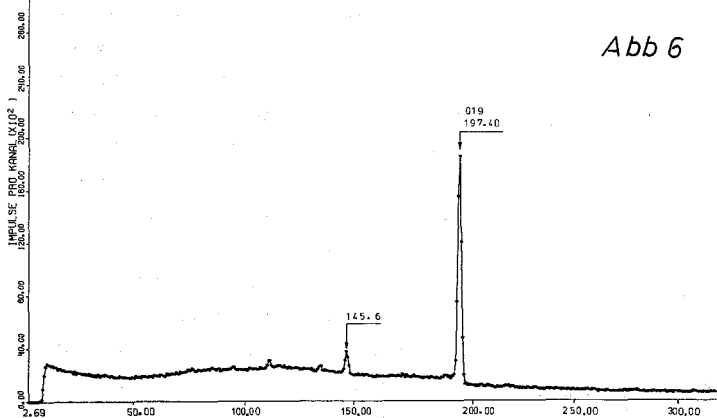


Abb 6

Die Abbildungen 5, 7 und 9 bzw 6, 8 und 10 sind γ -Spektren, die jeweils einem Brennelement zuzuordnen sind und deren Spektren in drei Energiebereichen einander gegenübergestellt werden. Die Akkumulationszeit im Vielkanal betrug 3 Minuten. Verbunden mit einer Vorströmzeit des Kühlwassers von ebenfalls 3 Min und der Umsetzzeit für die Meßsonde des Probenentnahmesystems von etwa 4 Min ergibt sich eine Gesamtmeßzeit pro Brennelement von 10 Min.

Intensität der γ -Linien und deren Häufigkeit weisen das Element der Abbildungen 5, 7 u.9 als undicht aus. Man erkennt in Abb 5 die γ -Linien einer großen Zahl von Spaltprodukten wie Xe, Kr und Ba-Isotopen. Entfernt man dieses Element aus dem Core, so zeigt sich sofort ein deutlicher Rückgang der Aerosolluftaktivität.

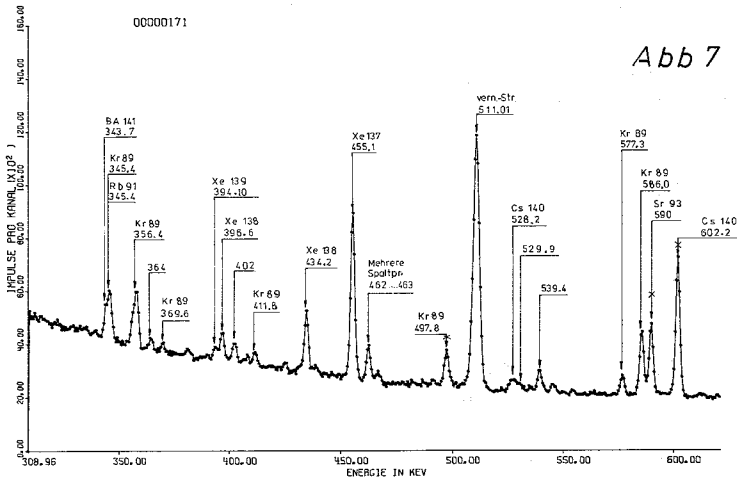


Abb 7

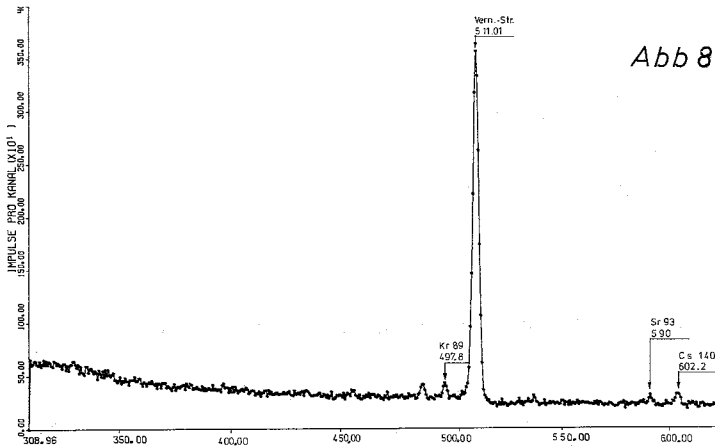


Abb 8

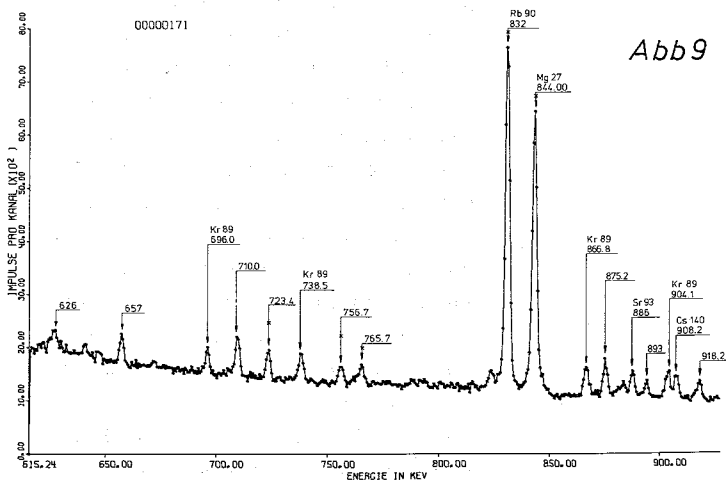


Abb 9

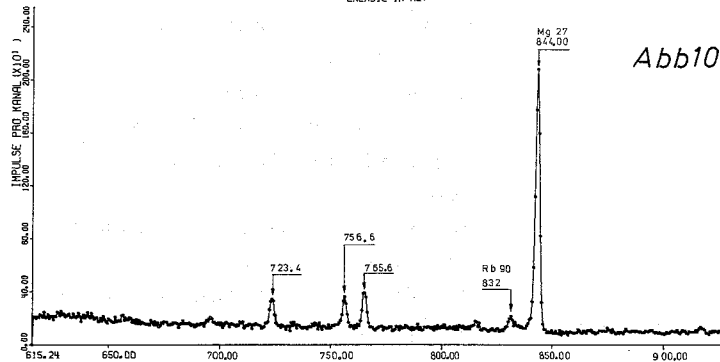


Abb 10

Die γ -Spektren der Abbildungen 6, 8 u. 10 werden einem nicht-schadhaften Brennelement zugeordnet.

In dem Energiebereich bis 300 keV sind die Spaltproduktlinien nicht sehr charakteristisch. Ein Isotop jedoch, das Aktivierungsprodukt 0 19 mit einer HWZ von 27 s, kann bei Vergleichsmessungen zwischen verschiedenen Brennelementen zur Normierung herangezogen werden. Vergleicht man die Peakfläche von 0 19 zwischen Elementen, die in verschiedenen Positionen im Core angeordnet sind, so lassen sich die den Brennelementen zugeordneten γ -Spektren auf einen konstanten Neutronenfluß normieren.

Das γ -Spektrum der Abb 7 im Energiebereich 300 keV - 600 keV zeigt eine γ -Linie des Isotops Xe 137 bei 455 keV. Diese Linie hat neben der Vernichtungsstrahlung 511 keV die größte Intensität. Wegen der leichten Auffindbarkeit in der Nachbarschaft der 511 keV-Linie wurde aufgrund der Intensität der Xe 137-Linie bei 455 keV entschieden, ob ein Brennelement brauchbar war oder nicht.

Die Grundlage hierzu lieferte das folgende Experiment:

Es wurde ein kleines kompaktes Core aus Brennelementen aufgebaut, deren γ -Spektren denen eines "nichtscharfhaften" Elementes gleichen. Die Relation zwischen der Änderung der Aerosolluftaktivität die sich ergibt, wenn ein Brennelement im Core durch ein schadhaftes Element ersetzt wird, und der Peakfläche unter der Xe 137-Linie des schadhaften Elements war ein Maß für seine Brauchbarkeit.

Mit Hilfe der angegebenen Normierung auf konstanten Neutronenfluß läßt sich die Beziehung auf jedes Element im Core übertragen.

Die gleichen Betrachtungen gelten, wenn an Stelle des Isotops Xe137 eine γ -Linie des Isotops Rb 90 bei 832 keV herangezogen wird.

Die Intensität dieser Linie ist mit der genannten Xe 137 γ -Linie bei 455 keV vergleichbar. (Abb. 9 und 10. Man beachte den geänderten Ordinatenmaßstab gegenüber der Abb 7)

Ziel dieses Referates war es, die Folgerungen aufzuzeigen, die sich durch einen Betrieb mit schadhaften Brennelementen bei einem Forschungsreaktor vom Swimmingpool-Typ ergeben haben und eine Möglichkeit anzugeben, mit Hilfe der Ge-Li Gammaskopie schadhafte Brennelemente sicher zu identifizieren.

STRALENSCHUTZPROBLEME BEIM UMBAU DES SCHWERWASSER-REAKTORS DIORIT

H. CONRAD

EIDGENÖSSISCHES INSTITUT FÜR REAKTOR-
FORSCHUNG, WÜRENLINGEN
ABTEILUNG STRAHLENÜBERWACHUNG

Zusammenfassung

Dieser Bericht gibt eine Uebersicht über die Erfahrungen, die im Eidgenössischen Institut für Reaktorforschung durch die Abteilung Strahlenüberwachung beim Umbau des Schwerwasserreaktors DIORIT gemacht wurden. Zum besseren Verständnis dieser Ausführungen sollen aber auch andere Aspekte behandelt werden, wie Grund des Umbaues, Demontage- und Montagekonzept, Abfalldeponieplatz, spezielle Einrichtungen, Organisation usw.

1. Einleitung

Der Reaktor DIORIT ist ein mit D_2O moderierter und gekühlter Forschungsreaktor. Vor dem Umbau wurde er mit natürlichem Uran in metallischer Form betrieben. Im Gegensatz dazu besteht die Brennstoffladung für den DIORIT II (nach dem Umbau) aus Uranoxyd, welches teilweise mit 2,2 % U-235 angereichert ist.

Die charakteristischen Merkmale des Reaktors sind:

- Horizontale Bestrahlungskanäle in radialer Anordnung mit verschiedenen Tiefen. Drei davon reichen bis ins Zentrum des Cores.
- Vertikale Bestrahlungskanäle, welche hauptsächlich für Kreislaufexperimente benützt werden.
- Einrichtungen für Isotopenbestrahlung mit ferngesteuertem Lade-, Entlade- und Transportsystem.

Fig. 1 zeigt in einem vertikalen Schnitt eine Gegenüberstellung des Reaktors vor und nach dem Umbau. Daraus ist gut ersichtlich, welche grossen Reaktorkomponenten beim Umbau ersetzt wurden.

Spätestens jetzt taucht sicher die Frage auf, warum der Reaktor eigentlich umgebaut werden musste. Im folgenden sind die Gründe, welche dazu führten, dargelegt.

Im Jahre 1967 traten als Folge einer mehrmonatigen 30 MW Betriebsphase grössere Stabhül-
lendefekte auf. Dies führte dazu, dass einerseits sowohl im primären Kühlkreislauf als auch in der D_2O - und He-Reinigung beträchtliche Spaltstoffmengen deponiert wurden, andererseits aber auch die Empfindlichkeit des Uranhüllen-Ueberwachungssystem durch freigewordenes Uran innerhalb des D_2O -Primärkreislaufes stark reduziert wurde. Aufgrund dieser Tatsachen wurde der Reaktor abgestellt, mit dem Ziel, das gesamte D_2O -System zu dekontaminieren.

Diese Aktion war von Erfolg gekrönt, wurden doch insgesamt 90 g Uran, 167 Ci Spaltprodukte (zum Zeitpunkt der Beizaktion) und leider auch 45 kg Aluminium herausgebeizt. Eine anschliessende optische Inspektion des Reaktor-Tankes zeigte nun stellenweise beträchtliche korrosive Angriffe, vor allem bei den Schweissnähten. Dies führte zum Entschluss,

nach der laufenden Betriebsperiode den Reaktortank auszuwechseln. Zugleich bot sich hier auch, neben dem geplanten Uebergang zu angereichertem UO_2 als Brennstoff, eine willkommene Gelegenheit, die obere und untere Abschirmung zu verbessern. Weiter mussten, bedingt durch die Urananreicherung, Änderungen an den D_2O - und He-Reinigungssystemen sowie der Uranhüllenüberwachung vorgenommen werden.

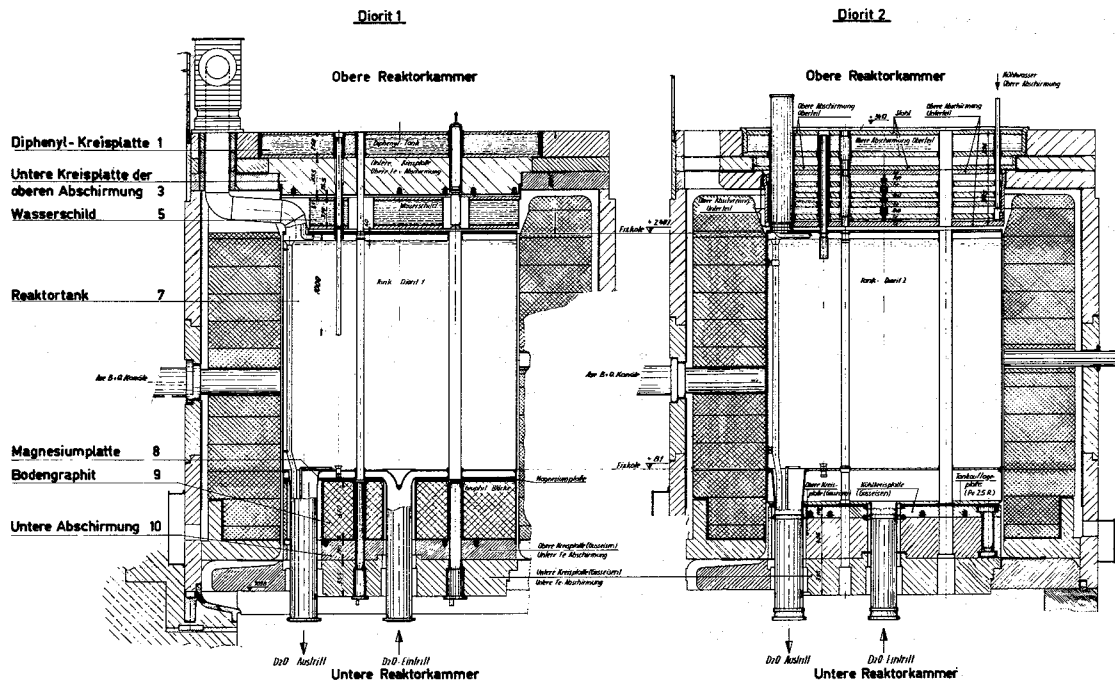


Fig. 1 : DIORIT 1 (vor dem Umbau) und DIORIT 2 (nach dem Umbau)

2. Vorbereitungsarbeiten

Es versteht sich von selbst, dass ein Umbau eines seit 10 Jahren im Betrieb stehenden 30 MW-Forschungsreaktors einer sorgfältigen Planung bedurfte; wurden doch in dieser Zeit drei Brennstoffladungen verbraucht mit einer integr. thermischen Energieproduktion von ca. $3 \cdot 10^4$ MWd. Da bisher ähnliche Arbeiten auf dem westeuropäischen Kontinent unseres Wissens noch nicht durchgeführt wurden, waren wir nicht in der Lage, von den Erfahrungen anderer zu profitieren. Wir mussten also unser Konzept selber finden. Der Gedanke als solcher war jedoch nicht neu, da sich einzelne Mitarbeiter des EIR schon seit längerer Zeit mit dem Problem der Demontage des havarierten Reaktors in Lucens befassten.

2.1. Organisation

Für die Realisierung des Umbaus wurde eine eigene Organisation geschaffen, welche sich in folgende Gruppen gliederte:

Direktion - Projektkomitee - Projektleitung - verschiedene Fachgruppen. Die Abteilung Strahlenüberwachung war sowohl im Projektkomitee sowie in den Fachgruppen vertreten, wobei die Vorbereitung und Realisierung der verschiedenen Probleme in engem Kontakt mit der Projektleitung geschah.

Alle wesentlichen Arbeiten sollten durch sogenannte 'Einsatzprogramme' schriftlich fixiert werden. Die Abteilung Strahlenüberwachung erhielt so die Möglichkeit, alle ihr notwendig erscheinenden Massnahmen in die Einsatzprogramme einzubauen.

Um die zu erwartenden Arbeiten in personeller Hinsicht bewältigen zu können, musste der Personalbestand der Strahlenüberwachung vergrössert werden. Zu diesem Zweck wurden eine Anzahl geeigneter Mitarbeiter aus anderen Abteilungen in einer 4-wöchigen Ausbildung mit verschiedenen Strahlenschutz-Kontrollarbeiten vertraut gemacht. Die übrige Organisation der Abteilung Strahlenüberwachung entsprach dem Normalbetrieb.

2.2. Bestimmen der Expositionsraten

Die Ausführungen dieses Abschnittes sind zum Teil in gekürzter Form einer Publikation von W. Jeschki (1) entnommen.

Um überhaupt ein Ausbaurkonzept für die grossen Reaktor-komponenten festlegen zu können, war es unter anderem notwendig, die zu erwartenden Expositions-raten zu kennen, und zwar sowohl der einzelnen Komponenten wie auch an den jeweiligen Arbeits-plätzen.

Ein anderes Problem stellte sich in der Bestimmung der spezifischen Aktivitäten der lang-lebigen Nuklide im radioaktiven Abfall, war es doch notwendig, für die grossen Abfallkomponenten einen speziellen Deponieplatz für eine Langzeitlagerung zu bauen.

Es wurde nun versucht, die notwendigen Angaben durch Berechnungen, durch direkte Messungen, sowie durch Materialprobenahmen zu erhalten.

Zunächst berechnete man auf Grund der bekannten Neutronenflussdichte und der von den Lieferfirmen angegebenen Materialzusammensetzung die γ -Expositionsrate in der oberen Reaktor-kammer und im Reaktortank. Eine experimentelle Ueberprüfung mit Ionisationskammermessgeräten und Glasdosimetern brachte eine Uebereinstimmung von Rechen- zu Messwert von etwa 30 %. Für die im Reaktortank herrschende komplizierte Geometrie des Gamma-Strahlenfeldes kann diese Uebereinstimmung als gut bezeichnet werden.

Nähere Untersuchungen zeigten jedoch, dass bei der Berechnung der Expositionsrate von Einzelstücken grössere Fehler möglich sind. Dies rührte zum Teil vom unterschiedlichen Kobaltgehalt im Stahl und im Guss her, wurden doch beispielsweise in 10 verschiedenen Proben von ST 18/8 Kobaltanteile zwischen 350 ppm und 2300 ppm gefunden. Im weiteren stellte man an Proben, die einem Graphitblock der unteren Abschirmung entnommen wurden, bei Eu-152, Sc-46, Sb-124 und Zn-65 Aktivitätsunterschiede von einem Faktor 10 fest, wobei die Proben den gleichen Bestrahlungsbedingungen unterworfen waren.

Von verschiedenen zugänglichen Komponenten wurden mit Spezialwerkzeugen unter hohem zeitlichen Aufwand Materialproben genommen, welche für die endgültige Bestimmung der Expositions-raten dienten.

Tab. 1 zeigt die errechneten, die nach Materialproben erhaltenen, und die später beim Ausbau gemessenen Expositions-raten. Die verwendeten Strahlenmessgeräte hatten eine Genauigkeit von $\pm 20\%$. Man erkennt, dass die nur nach Materialangaben bestimmten Werte teilweise um einen Faktor 10 falsch sind, dass dagegen die aus der Probenanalyse erhaltenen Werte recht gut mit den Messwerten übereinstimmen.

Tab. 1 : Expositions-raten der ausgebauten Komponenten

Position in Fig.1	Nach Materialangaben mR/h	Nach Probenahme mR/h	Messung beim Ausbau mR/h	Abstand* cm
1 oben	10	140	130	100
1 unten	15	160	175	100
3 oben	-	110	500	100
3 unten	-	4500	6000	100
8	27×10^3	52×10^3	57×10^3	140
9	-	18×10^3	33×10^3	115

* Objekt-oberfläche - Messzentrum

Zusammenfassend kann gesagt werden, dass beim Umbau eines Reaktors bei dem unter anderem auch der Reaktortank ausgewechselt wird, aufgrund der Neutronenflussdichte und den von den Lieferfirmen angegebenen Materialzusammensetzungen keine befriedigende Genauigkeit zu erreichen ist. Proben des bestrahlten Materials liefern wesentlich genauere Resultate, sind aber in der Regel von der Probennahme her ziemlich aufwendig. Lassen sich jedoch schon von Anfang des Reaktorbetriebes an mit den Konstruktionsmaterialien identische Materialproben an entsprechenden Orten bestrahlen, so liefert die experimentelle Auswertung dieser Proben auf zuverlässige und billige Art die gewünschten Informationen.

2.3. Bestimmen von Oberflächenkontaminationen

Ebenso wichtig wie die Kenntnis der Expositionsraten waren die zu erwartenden losen Oberflächenkontaminationen. Hier war es aus verständlichen Gründen unmöglich, irgendwelche Werte zu berechnen. Es blieb also nichts anderes übrig, als durch Wischtests an interessierenden und zugleich zugänglichen Stellen Proben zu erheben. Dabei waren nur die losen Oberflächenkontaminationen an der Aussenseite der Komponenten von Interesse.

Tab. 2 zeigt auszugsweise die vorhandenen Isotope und die auf den betreffenden Komponenten deponierte lose Aktivität, berechnet auf 6 Monate nach Abstellen des Reaktors. Bei der Interpretation der Tabellenwerte muss man jedoch davon ausgehen, dass die Messungen durch ungleichmässige 'Staubablagerungen', sowie sehr variable Neutronenflussdichten Fehler bis zu \pm Faktor 10 aufweisen können.

Tab. 2 : Oberflächenkontamination der Ausbauteile

Position in Fig.1	Strahlendes Nuklid	Gesamtaktivität auf der Oberfläche in mCi nach 6 Monaten
1	Co-60	0,25
	Zn-65	0,5
	Sb-124	20
3	Co-60	0,5
	Zn-65	0,35
	Sb-124	15
5	Co-60	9
	Zn-65	100
	Sb-124	15
7	Co-60	0,14
	Zn-65	0,5
	Sb-124	7
8	Co-60	80

2.4. Abfalldeponieplatz

Da die grossen auszubauenden Reaktorkomponenten teilweise beträchtliche Aktivitäten, Kontaminationen, Dimensionen und Gewichte aufwiesen, entschloss man sich, auf lange Transportwege zu verzichten. Dies führte dazu, dass unmittelbar neben dem Reaktorgebäude eine doppelwandig ausgeführte Deponiegrube gebaut wurde, welche entsprechend den vorherrschenden, langlebigen Isotopen (Eu-152, Ni-63, C-14 und Co-60) für eine Langzeitlagerung der Komponenten von mindestens 50 Jahren ausgelegt werden musste.

Der tiefste Punkt kam dabei 1 - 1,2 m unter den Grundwasserspiegel zu liegen. Durch eine dauernde Leckwasserkontrolle kann eventuell eindringendes Grundwasser sofort festgestellt und in Sammelbecken abgepumpt werden. Ein Austreten von radioaktiven Stoffen von der Grube nach aussen in das Grundwasser wird dadurch verunmöglicht. Der Deponieplatz wurde überdacht und durch einen Mauerdurchbruch mit der Reaktorhalle verbunden. Die Überdachung (Holzhaus)

wurde relativ stabil und luftdicht ausgeführt, sodass der normale Unterdruck in der Reaktorhalle auch im Abfalldeponieplatz wirksam wurde.

2.5. Bestimmen der Ausbaumethoden

Aufgrund der gefundenen Expositionsraten und Oberflächenkontaminationen sowie des festgelegten Abfalldeponieplatzes konnte nun das Umbaukonzept fixiert werden. Gegeben durch die teilweise sehr hohen Expositionsraten der auszubauenden Reaktorkomponenten musste sowohl mit festen wie mit mobilen Abschirmungen gearbeitet werden. Der Transport der 'heissen' Komponenten sollte durch Fernsteuerung bedient werden. Um die Möglichkeit von Kontaminationen in der Reaktorhalle sowie im Abfalldeponieplatz auf ein Minimum zu reduzieren, entschloss man sich, die stark kontaminierten Komponenten beim Ausbau in Blechcontainer zu verpacken.

Anhand eines Beispiels und mit Hilfe von Fig. 2 soll hier der prinzipielle Ablauf für den Ausbau des Reaktortankes beschrieben werden.

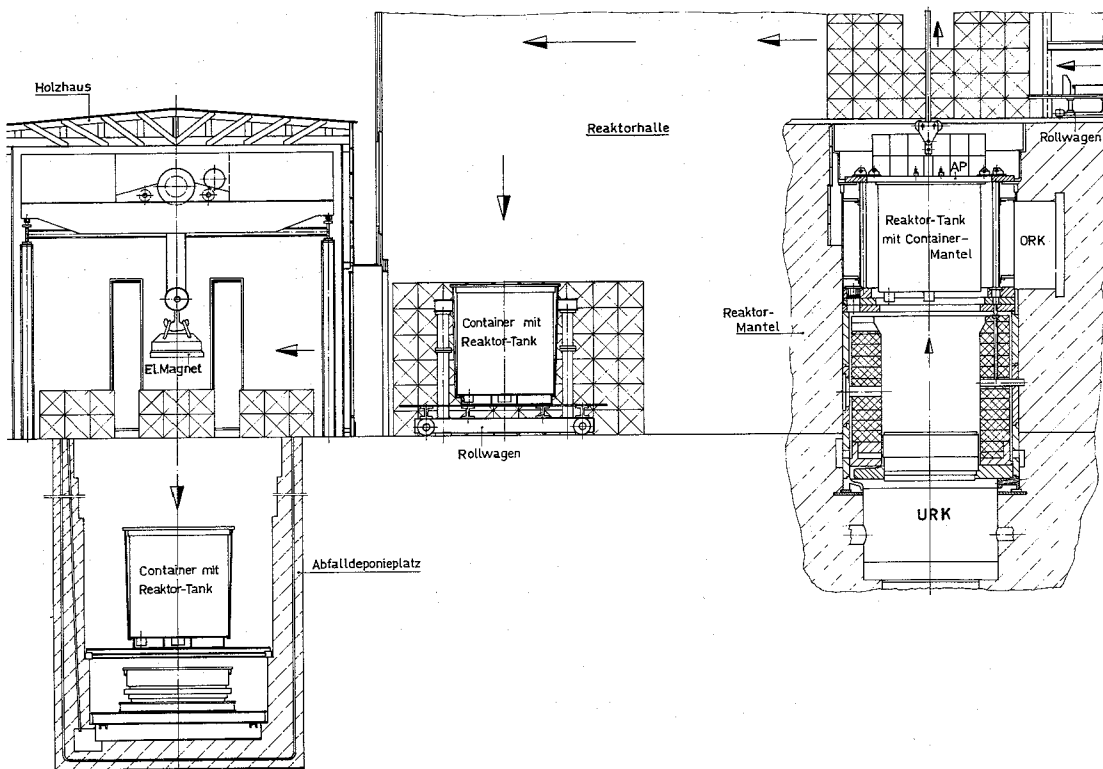


Fig. 2 : Transportweg Reaktor - Abfalldeponieplatz

- Vorbereiten des Tankes durch eine Abschirmplatte (AP) aus 14 cm Stahl hindurch im Bereich der oberen Reaktorkammer (ORK).
- Montage eines Blechcontainers (unten offen) unter der AP im Bereich der ORK.
- Fassen des Reaktortankes und Hochziehen desselben in den Blechcontainer. Fixieren des Tankes.
- Hochfahren von AP, Container und Reaktortank bis über die Reaktorplattform.
- Container-Boden mit einem Rollwagen unter den Container fahren.
- Ganze Kombination auf Containerboden absenken.
- Containerboden von AP aus mit Container verschrauben. Der Reaktortank ist nun dicht im Container verpackt.

- Wegfahren mit der ganzen Kombination (AP, Container und Reaktortank) und abstellen in der Reaktorhalle auf einen Rollwagen.
- Abkoppeln des Containers von AP.
- Abtransport des Containers mit dem Rollwagen über den Deponieplatz.
- Fassen des Containers mit einem Elektromagneten und abheben.
- Wegfahren mit dem Rollwagen.
- Absenken des Containers in die Deponiegrube.
- Elektromagnet abschalten, hochfahren und Deponieplatz mit Rollwagen abdecken.

Sämtliche Bewegungen, bei denen sich die 'heisse'Komponente ausserhalb der Abschirmung des Reaktors oder des Deponieplatzes befand, wurden ausserhalb der normalen Arbeitszeit und durch Fernsteuerung durchgeführt. Eine Publikation von W. Francioni und U. Frick (2) behandelt die Demontage des Reaktors DIORIT.

2.6. Zusätzliche Installationen

Eine Vorhersage über eventuell auftretende Oberflächen- oder Luftkontaminationen zu machen, war äusserst schwierig. Für die Beurteilung zusätzlicher Installationen, wie sie im folgenden kurz angeführt sind, hat man deshalb den ungünstigsten Fall angenommen, welcher auf der Annahme basiert, dass ein wesentlicher Teil der Reaktorhalle kontaminiert werden könnte. Folgende Installationen wurden realisiert:

- Kontinuierlich messende β/γ -Luftüberwachung an 4 verschiedenen Orten mit Fernmeldung in den Kommandoraum.
- Ueberdachung und Belüftung des Arbeitsbodens auf der Reaktorplattform.
- Aufstellen von Plastikwänden entlang des Transportweges vom Reaktor zum Abfalldeponieplatz.
- γ -Raumüberwachung an 6 verschiedenen Orten mit Fernmeldung in den Kommandoraum.

Bezüglich Abschirmungen wurde das Schwergewicht auf geeignete Einrichtungen im Bereich der oberen Reaktorkammer, auf der Reaktorplattform, bei der Station Rollwagen in der Reaktorhalle und beim Abfalldeponieplatz gelegt.

3. Strahlenschutzprobleme während der Demontagephase

Der Ablauf der Arbeiten sei hier der Uebersicht halber in ihrer Reihenfolge festgehalten:

- Ausserbetriebsetzung des Reaktors inkl. Uranstäbe ausbauen.
- D_2O aus den Systemen entleeren und D_2O -Primärkreislauf mit H_2O spülen.
- Sämtliche mobilen Einbauten aus dem Reaktor entfernen, wie eingebaute Experimente, Kollimatoren, Plugs, Isotopenbestrahlungseinrichtung etc.
- Demontage der Installationen in der oberen und unteren Reaktorkammer.
- Ausbau der grossen Reaktorkomponenten.
- Demontage der D_2O -Reinigung, der He-Reinigung und des Uranhüllen-Ueberwachungssystems.

3.1. Externe Strahlung und Personendosen

Die Vorplanung der wesentlichen Arbeiten durch sogenannte 'Einsatzprogramme' hat sich bestens bewährt, wurden doch dadurch auch die Vorbereitungen der einzelnen Arbeiten durch die Strahlenüberwachung wesentlich erleichtert. Interessant ist ein Vergleich zwischen den vorausberechneten und den tatsächlich akkumulierten Personendosen. Eine Zusammenstellung von 16 massgebenden Ausbauoperationen zeigte, dass einer berechneten totalen Dosis von 32 Mann-rem eine wirklich akkumulierte Dosis von 12 Mann-rem gegenüberstand. Eine Analyse dieser Differenz ergab, dass die gemessenen Expositionsraten an den Arbeitsplätzen im Mittel nur halb so gross und die Expositionszeit ca. 25 % kleiner waren als berechnet. Auch hier bestätigt sich die langjährige Erfahrung wieder, dass die total akkumulierte Dosis bei einer geplanten Arbeit in der Regel kleiner ausfällt als die berechnete.

Hier noch einige Angaben über gemessene Expositionsraten und Personendosen:

- Reaktortank, Abstand 10 m	650 mR/h
- leere Reaktorgrube, Höhe Reaktorplattform	500 mR/h
- leere Reaktorgrube, in 7 m Tiefe	35 R/h
- Totale akkumulierte Dosis	64 Mann-rem
- Höchste Einzeldosis (ungeplant)	1020 mrem
- Höchste Einzeldosis (geplant)	680 mrem
- Höchste Gesamtdosis pro Person	2600 mrem
- Mittlere Dosis pro Mitarbeiter	800 mrem

Die im Abfalldeponieplatz eingelagerte langlebige Co-60-Aktivität wurde beim Versenken der einzelnen Komponenten mit einem Einkanal γ -Spektrometer gemessen und beträgt insgesamt ca. 60 Ci.

Mit Ausnahme der nachfolgend beschriebenen Fälle traten, verglichen mit der Vorplanung, keine wesentlich höheren Expositionsraten auf.

- Beim Ausbau eines horizontalen Kollimatorplugs zeigte sich, dass die Frontplatte unerwartet stark aktiviert war. Durch unbeabsichtigtes Verschieben der Transportabschirmung wurde die Arbeit in dem Moment blockiert, als die Expositionsrate auf die Umgebung 300 R/h in einem Abstand von 50 cm betrug. Eine Fortsetzung der Arbeit war nur durch die Anwendung mobiler Abschirmwände, sowie einer stärker dimensionierten Transportabschirmung möglich. Die hohe Expositionsrate konnte aufgrund später durchgeführter Versuche einem extrem hohen Kobaltgehalt des Plugs zugeschrieben werden.
- Beim Ausbau von vertikalen Peralumanrohren traten Expositionsraten von 120 R/h in 50 cm Abstand auf. Nach Rechnung wurden höchstens 5 R/h erwartet. Nachfolgende Untersuchungen ergaben, dass bei der Herstellung der Rohre vom Ziehwerkzeug Kobalt in die Oberflächenschicht des Peralumans gelangt war. Nach dem Wegbeizen der Oberflächenschicht konnten die vorausgesagten 5 R/h gemessen werden. Insgesamt fielen bei dieser Aktion 20 Ci Co-60 in ca. 850 Liter Beizlösung und Spülwasser an, welche im Abfall-Labor mit Zement verfestigt wurden.

3.2. Oberflächen- und Luftkontaminationen

Das Problem von Oberflächen- und Luftkontaminationen war während der gesamten Demontagephase weit weniger aktuell als ursprünglich angenommen. Im Bereich der oberen und vor allem der unteren Reaktorkammer musste beim Ausbau der grossen Reaktorkomponenten erfahrungsgemäss mit Oberflächenkontamination gerechnet werden. In der unteren Reaktorkammer wurden zeitweise γ -Kontaminationspegel in der Grössenordnung bis 100 mR/h gemessen. Als hauptsächlichste Isotope konnten Co-60 und Sb-124 gefunden werden. Auf Messungen aerosolförmiger Luftkontaminationen wurde verzichtet, da die Lüftungsverhältnisse sehr heterogen sind. Der Inkorporationsschutz war durch Tragen von Gasmasken jederzeit gewährleistet.

In der oberen Reaktorkammer konnte der Oberflächenkontaminationspegel ziemlich tief gehalten werden (max. 1 $\mu\text{Ci}/\text{dm}^2$). Die Gefahr der Luftkontamination war durch die sehr günstigen Lüftungsverhältnisse sehr gering. Wesentlich dazu beigetragen hat auch der Umstand, dass bei stark kontaminierten Teilen die flugfähige Oberflächenkontamination schon im Bereich der oberen Reaktorkammer durch Besprühen mit rot eingefärbtem Paraffinöl fixiert wurde.

Im Bereich der Reaktorhalle und des Abfalldeponieplatzes traten weder Oberflächen- noch Luftkontaminationen auf. Dies war zweifellos auf das gewählte Ausbaukonzept sowie auf eine differenzierte Einstellung der Lüftung über den Reaktor zurückzuführen. Es zeigte sich nachträglich, dass man auf einen Teil der zusätzlichen Installationen wie z.B. die Ueberdachung und Belüftung des Arbeitsbodens auf der Reaktorplattform hätte verzichten können.

Eine wesentliche Gefahr bei vielen Demontagearbeiten am D_2O - oder He-System ergab sich durch das Freiwerden von Tritium. Dieser Gefahr versuchte man zu begegnen, indem man das gesamte D_2O -System zweimal mit H_2O spülte. Bei einem Gesamtvolumen von ca. 13'000 l und einer spez. Tritiumkonzentration von 2 Ci/l D_2O , wiesen die Spülwässer folgende Tritiumaktivitäten auf:

1. Spülwasser 144 Ci
2. Spülwasser 0,3 Ci.

Um einen zu hohen Aufbau der Tritiumkonzentration im entleerten D_2O -System zu verhindern, sowie eine Diffusion in die Arbeitsräume zu reduzieren, wurde das Leitungssystem samt Reaktortank dauern belüftet. Zusammen mit entsprechender Arbeitsplatzbelüftung resultierten relativ kleine Konzentrationen an den verschiedenen Arbeitsplätzen, welche laufend mit Tritium-Monitoren überwacht wurden. Dies brachte den Vorteil, dass mit wenigen Ausnahmen ohne Schutzanzüge gearbeitet werden konnte. Nachträgliche Urinkontrollen haben gezeigt, dass man trotz der relativ grossen Fehlermöglichkeiten von Tritiummessungen in Atemluft (heterogene Verteilung, Luftströmungen etc.) mit etwas 'Fingerspitzengefühl' geplante Inkorporationen gut in den Griff bekommt. Auf alle Fälle war es möglich, unter Inkaufnahme einer vorübergehenden, kurzzeitigen Ueberschreitung der MPC bis zu einem Faktor 10 ohne Anwendung von Schutzanzügen wesentlich unterhalb eines zehntels der höchstzulässigen Aktivität im ganzen Körper zu bleiben.

3.3. Arbeitstenu

Wegen erhöhter Inkorporationsgefahr von Tritium wurden für den Ausbau von einigen D_2O -Hauptpumpen fremdbelüftete Schutzanzüge eingesetzt. Sämtliche anderen Arbeiten konnten jedoch in Stoffkleidern durchgeführt werden. In der unteren Reaktorkammer, wo die grössten Kontaminationen zu erwarten waren, war es unser Ziel, beim Einsatz von Overalls die Grenze der Schutzwirkung bezüglich Hautkontaminationen kennen zu lernen. Bei den höchsten aufgetretenen Kontaminationspegeln in der Grössenordnung von einigen R/h β/γ als Direktmessung in 10 cm Abstand konnten keine Kontaminationen von Personen festgestellt werden. Anders sieht es natürlich aus, wenn mit flüssigen Aktivitäten gearbeitet werden muss. Selbstverständlich war bei all diesen Arbeiten die Inkorporationsgefahr durch Tragen von Gasmasken ausgeschlossen. Als typisches Arbeitstenu in kontaminierten Bereichen kann folgende Kombination angesehen werden: Unterwäsche, Overall, Stiefel oder Schuhüberzüge, Handschuhe, Gas- oder Staubmaske, Mütze.

Die Verwendung von Dosisleistungswarngeräten hat sich vor allem in heterogenen Strahlenfeldern als sehr nützlich erwiesen und es ist unsere Ueberzeugung, dass dadurch die Personendosen bis zu einem Faktor 2 reduziert werden können. Der Faktor 2 basiert auf Messungen, die über längere Zeit in unserem Hotlabor durchgeführt wurden.

4. Montagephase

Der Einbau der neuen grossen Reaktorkomponenten stellte vom Prinzip her teilweise die Umkehroperation des Ausbaues dar. Da vor allem die 'Abschirmplatte' wieder Verwendung fand, bot der Einbau der neuen Reaktorkomponenten keine erwähnenswerten Probleme. Die Montage der neuen D_2O -Reinigungs- und Borieranlage, die He-Reinigung und das Uranhüllenüberwachungssystem waren zum grossen Teil inaktive Arbeiten.

5. Verbrauch von Kontaminationsschutzmitteln

Zum Schluss noch eine Uebersicht über die verwendeten Kontaminationsschutzmittel:

Artikel	Demontagephase Stückzahl/Paar	Montagephase Stückzahl/Paar
Overall	6'200	2'300
Gummihandschuhe	6'000	3'700
Stoffhandschuhe	1'000	1'200
Schuhüberzüge	6'300	7'000
Stiefel	850	400
Atenschutzmasken	1'800	1'100
Stoffmützen	3'300	1'750

6. Schlussbetrachtung

Rückblickend kann gesagt werden, dass sowohl der Ausbau wie der Einbau der grossen Reaktorkomponenten mit wenigen Ausnahmen wie geplant verliefen. Massgebend beteiligt daran waren das grundsätzliche Ausbaukonzept, der relativ grosse Aufwand an speziellen Einrichtungen sowie eine minutiöse und praxisnahe Arbeitsvorbereitung. Die Strahlenrisiken waren in jeder Beziehung kleiner als bei vielen Routinearbeiten. Vor allem wurde die Kontaminationsgefahr überschätzt.

Bei der Beurteilung zwischen materiallem Aufwand und Strahlenrisiko muss man sich jedoch im klaren sein, dass von Anfang an versucht wurde, durch primäre Massnahmen der geringen Wahrscheinlichkeit von grösseren Strahlenszwischenfällen zu begegnen. Der Masstab für die Beurteilung dieser Relation kann verschieden gewählt werden. Er ist jedoch gegeben durch die jeweilige Philosophie, die der Lösung eines Problemes zugrunde liegt.

Literatur

- (1) W. Jeschki: 'Dosisleistungsbestimmungen beim Umbau des Reaktors DIORIT.'
Kerntechnik, 13. Jg. (1971), Heft 10, p. 450 - 453.
- (2) W. Francioni und U. Frick: 'Demontage des Reaktors DIORIT.'
Schweiz. Vereinigung für Atomenergie, Bulletin No. 12 (1971).

II. SITZUNG

ALLGEMEINER STRAHLENSCHUTZ I

VORSITZENDER: R. MAUSHART

TENDENZEN DER INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIOLOGICAL PROTECTION (ICRP)

W. JACOBI

HAHN-MEITNER-INSTITUT FÜR KERNFORSCHUNG BERLIN GMBH, BERLIN
ABTEILUNG STRAHLENPHYSIK

Zusammenfassung

Einleitend wird der Aufgabenbereich, die Organisation und die Arbeitsweise der ICRP kurz beschrieben. Zu den Aufgaben dieser Kommission gehört nicht nur die Empfehlung von Strahlenschutzgrundnormen, sondern auch die Ausarbeitung von Richtlinien für den praktischen Strahlenschutz auf allen Gebieten der Strahlenanwendung.

In Zukunft werden die maximal zulässigen Werte der Dosis bzw. des Dosisäquivalents in den einzelnen Organen auf der Basis eines klaren Risikokonzepts verankert werden müssen. Die Anwendung dieses Risikokonzepts erfordert (1) eine Festlegung der Beziehung zwischen der Dosis und dem Risiko einzelner Strahlenspätchäden, einschließlich des zeitlichen Risikoverlaufs in Abhängigkeit von der Dosisleistung, (2) die Bestimmung des kombinierten Risikos - insbesondere bei Ganzkörperbestrahlung - und (3) die Festsetzung eines maximal akzeptablen Strahlenrisikos. Die Probleme und die auf Grund der in den letzten Jahren gesammelten Erfahrungen über das Risiko von somatischen Strahlenspätchäden sich abzeichnenden Tendenzen bei der Beantwortung dieser Grundfragen des Risikokonzepts werden diskutiert und die sich daraus ergebenden Folgerungen für eine Revision der Strahlenschutzgrundnormen aufgezeigt.

Abschließend wird über die neuen Empfehlungen der ICRP zur Aufnahme radioaktiver Stoffe in den menschlichen Körper berichtet, die demnächst verabschiedet werden. Es wird der Weg beschrieben, der bei der Ableitung dieser Aktivitätsgrenzwerte beschritten wird.

1. ORGANISATION UND AUFGABEN DER ICRP

Die ICRP ist eine private Kommission von persönlichen Mitgliedern, die jeweils für einen Zeitraum von 4 Jahren von den Mitgliedern der Kommission gewählt werden; Wiederwahl ist möglich. Nach den Satzungen soll entscheidend für die Wahl die wissenschaftliche Qualifikation und Erfahrung der Person und nicht ihre nationale Zugehörigkeit sein.

Die ICRP ist anlässlich des 2. Internationalen Kongresses für Radiologie im Jahre 1928 gegründet worden. Sie verdankt ihre Entstehung der Initiative einiger Radiologen, die die Notwendigkeit erkannten, international einheitliche Richtlinien für den Strahlenschutz auszuarbeiten und zu empfehlen. Im Vordergrund der Tätigkeit der Kommission stand bis zum 2. Weltkrieg der Strahlenschutz bei der Anwendung von Röntgenstrahlen und Radium in der Medizin. Nach dem 2. Weltkrieg hat sich dieses Arbeitsgebiet in Richtung der Strahlenschutzprobleme bei der Anwendung der Kernenergie und künstlicher Radionuklide erweitert. In zunehmendem Maße wurde dabei nicht nur der Schutz der beruflich strahlenexponierten Personen, sondern auch der Bevölkerung berücksichtigt.

Im einzelnen läßt sich die derzeitige Tätigkeit der ICRP in drei Bereiche untergliedern:

- (1) Zusammenstellung und Interpretation der Erfahrungen über die biologisch-medizinischen Wirkungen ionisierender Strahlen und über die Verteilung radioaktiver Stoffe im

menschlichen Körper.

- (2) Empfehlung von Grenzwerten der Strahlendosis für einzelne Körperorgane (Basic Standards) und der daraus abgeleiteten Grenzwerte für die Aufnahme von Radionukliden in den Körper und für die Aktivitätskonzentration in Luft und Nahrung. (Derived Limits)
- (3) Ausarbeitung von Richtlinien für die Anwendung der Grenzwerte und für die praktische Strahlenschutzüberwachung bei externer und interner Bestrahlung.

Diesem Aufgabenbereich entspricht das Organisationsschema der ICRP, das in Figur 1 dargestellt ist.

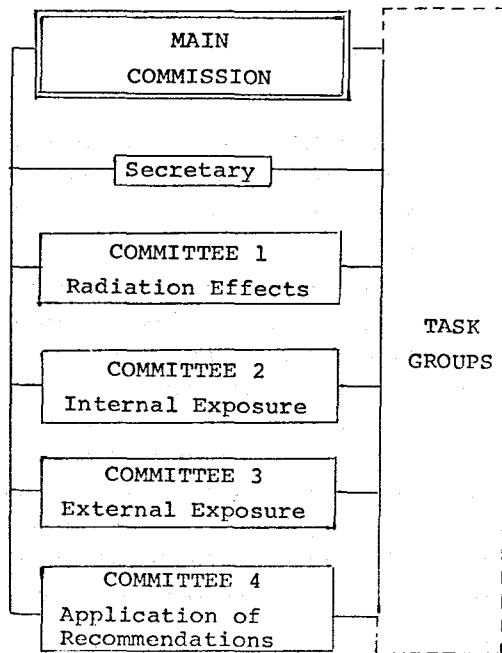


Fig. 1: Organisation der ICRP (1969-73)

Die ICRP setzt sich aus der Hauptkommission (Main Commission) und zur Zeit vier Fachkommissionen (Committees) zusammen, denen jeweils etwa 10-12 Mitglieder angehören. Die Vorsitzenden der Fachkommissionen sind gleichzeitig auch Mitglieder der Hauptkommission. Jede Fachkommission legt ihr Arbeitsprogramm in Einvernehmen mit der Hauptkommission fest. Die Arbeitsergebnisse werden nach Genehmigung durch die Hauptkommission als Berichte der Kommission veröffentlicht. Die Hauptkommission selbst ist zuständig für die Entscheidung über die Grundnormen (Basic Limits).

Zur Unterstützung ihrer Tätigkeit kann die ICRP für begrenzte Arbeitsthemen ad hoc-Ausschüsse (Task Groups) bilden, deren Tätigkeit zeitlich befristet ist. Diese Ausschüsse leisten einen Teil der Vorarbeit, auf denen die Empfehlungen der ICRP beruhen. Die Mitglieder dieser Ausschüsse werden von der jeweils zuständigen Fachkommission ernannt und ge-

hören zum größten Teil nicht der ICRP an. - Darüberhinaus steht die ICRP in engem, wissenschaftlichen Kontakt mit internationalen Organisationen (WHO, IAEA, UNSCEAR) und wissenschaftlichen Gesellschaften (International Society for Radiology, International Radiation Protection Association). Diese Organisationen und Gesellschaften finanzieren auch durch Beiträge die ICRP. Ferner hat in der Vergangenheit die Ford-Foundation die ICRP finanziell unterstützt. Die Geldgeber haben jedoch kein Mitbestimmungsrecht bei den Entscheidungen der ICRP, ebensowenig wie nationale Gremien. Sofern die Mitglieder der ICRP ihre persönliche Meinung geltend machen, kann die ICRP somit als eine interessenunabhängige, private Kommission von Sachverständigen bezeichnet werden.

2. NEUE ASPEKTE ZUR FESTLEGUNG VON DOSISGRENZWERTEN

2.1 Das Risikokonzept

Die zweifellos wichtigste Aufgabe der ICRP ist die Erarbeitung von maximal zulässigen Werten der Dosis bzw. des Dosisäquivalents in den einzelnen Organen des menschlichen Körpers. In ihren letzten Empfehlungen zu diesen Grenzwerten im Jahre 1965 /1/ hat die ICRP das Ziel dieser Empfehlungen wie folgt umrissen:

- (1) Akute Strahlenschäden zu verhindern
- (2) Das Risiko von Strahlenspätchäden auf ein akzeptierbares Maß ("acceptable level

of risk") zu reduzieren.

Ferner wird klar zum Ausdruck gebracht, daß es sich bei diesen Dosiswerten um Grenzwerte handelt, die soweit wie möglich ("as far as practicable") unterschritten werden sollen.

Man kann mit Sicherheit sagen, daß bei den derzeit gültigen Grenzwerten akute Strahlenschäden nicht auftreten. Entscheidend für ihre Festlegung ist somit das Risiko von Strahlenspätsschäden. Dabei stehen im Falle der beruflichen Strahlenexposition die somatischen Spätsschäden im Vordergrund. Die ersten Ansätze zu einer quantitativen Abschätzung des Risikos von Strahlenspätsschäden hat die ICRP in ihrer Publikation 8 "Evaluation of Risks by Radiation" /2/ zusammengestellt. Auf der 4. Jahrestagung des Fachverbandes für Strahlenschutz im Jahre 1969 in Berlin hat Q. Hug darüber berichtet /3/.

Die 4 Grundfragen, die bei der praktischen Anwendung des Risikokonzepts beantwortet werden müssen, sind:

- (1) Die Arten von Strahlenspätsschäden bei kleinen Dosen
- (2) Die Beziehung zwischen Dosis und Wahrscheinlichkeit eines Spätsschadens (Dosiswirkungsbeziehung) sowie die zeitliche Verteilung dieser Wahrscheinlichkeit
- (3) Die Bestimmung des kombinierten Risikos für alle Strahlenspätsschäden, insbesondere bei Ganzkörperbestrahlung
- (4) Die Festlegung des maximal akzeptablen Strahlenrisikos

Die erste dieser Fragen können wir heute schon ausreichend beantworten. Als somatische Spätsschäden kommen in erster Linie alle Arten von Strahlenkrebs in Betracht. Im Bereich niedriger Dosen sind insbesondere Leukämie, Brustkrebs, Magen-Darm-Krebs, Schilddrüsenkrebs, Hautkrebs sowie Knochen-Sarkome zu berücksichtigen.; von relativ geringerer Bedeutung sind die Kataraktbildung in der Augenlinse, die Unfruchtbarkeit und wahrscheinlich auch eine unspezifische Verkürzung der Lebensdauer durch Strahlung. Auf die relative Bedeutung der einzelnen Arten von Strahlenkrebs im Verhältnis zur Leukämie wird später bei der Diskussion des kombinierten Risikos bei Ganzkörperbestrahlung näher eingegangen (siehe 2.4).

Wegen der erheblichen Unsicherheiten über die Dosiswirkungsbeziehung für diese Strahlenspätsschäden beim Menschen im Bereich kleiner Dosen hat die ICRP bislang davon abgesehen, die Dosisgrenzwerte auf der Basis eines Risiko-Konzepts quantitativ abzuleiten. Die in den letzten Jahren hinzugewonnenen Erfahrungen ermöglichen jedoch heute eine bessere Beurteilung des Risikos, insbesondere für somatische Strahlenspätsschäden, so daß eine praktische Anwendung des Risikokonzepts zur Ableitung der Dosisgrenzwerte in naher Zukunft möglich erscheint. Diese Erfahrungen und die sich daraus ergebenden Folgerungen werden bei einer zukünftigen Revision der Strahlenschutzgrundnormen berücksichtigt werden müssen. - Ich möchte im Folgenden über einige dieser Aspekte, die mir wesentlich erscheinen, kurz berichten und auf die sich daraus ergebenden Tendenzen für die zukünftigen Empfehlungen der ICRP hinweisen. Sie betreffen die oben genannten vier Grundfragen des Risikokonzepts, wobei ich mich jedoch auf die Betrachtung des Strahlenkrebsrisikos beschränken werde.

2.2 Zur Form der Dosis-Risiko-Beziehung

Die Beziehung zwischen Strahlendosis und dem daraus resultierenden Risiko ist das Kernproblem des Risikokonzepts. Dabei stellt sich zunächst die Frage nach der Form dieser Beziehung im Bereich kleiner Dosen. Es kommen im wesentlichen 3 Funktionstypen in Betracht (siehe Figur 2): Der lineare Typ, der sigmoide Typ ohne Schwellendosis und der sigmoide Typ mit Schwellendosis.

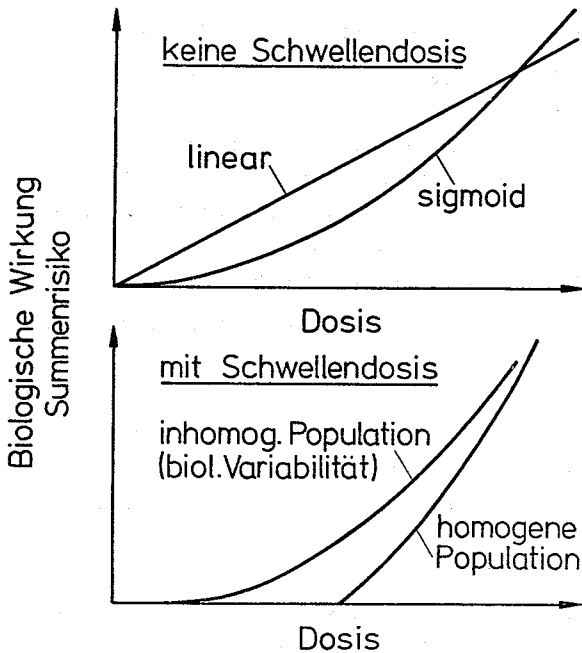


Fig. 2: Typen von Dosiswirkungsbeziehungen bei kleinen Dosen (schematisch)

Bei der Beurteilung dieser Funktionstypen ist zu berücksichtigen, daß die Strahlenempfindlichkeit von Individuum zu Individuum verschieden ist. Es ist bemerkenswert, daß bei einer inhomogenen Population die beiden erstgenannten Kurvenformen erhalten bleiben; der sigmoide Typ mit Schwelle hingegen nähert sich mit zunehmender biologischer Variabilität dem sigmoiden Typ ohne Schwelle. In letzterem Fall wird es somit sehr schwer sein, die Existenz eines Schwellenwerts der Dosis nachzuweisen, wenn der mittlere Schwellenwert relativ niedrig liegt.

Bis vor mehreren Jahren konnte eine statistische signifikante Zunahme des Krebsrisikos beim Menschen infolge Strahleneinwirkung erst bei Dosen oberhalb einiger hundert rad nachgewiesen werden. Bei einigen Personengruppen mit erhöhter Strahlenbelastung hat sich jedoch in-

zwischen wegen der längeren Beobachtungsdauer diese Signifikanzschwelle in Richtung kleinerer Dosiswerte verschoben. Dies gilt insbesondere für die Überlebenden der Atombombenexplosionen von Hiroshima und Nagasaki. Nach den letzten, bislang noch nicht veröffentlichten Ergebnissen scheint die Signifikanzgrenze für Leukämie und Lungenkrebs bei dieser Personengruppe jetzt bei etwa 50 rad zu liegen, bezogen auf Strahlung niedriger LET. Der Signifikanzbereich für eine erhöhte Krebshäufigkeit durch Strahlung überdeckt somit jetzt teilweise den Dosisbereich, der bei langjähriger Einwirkung der maximal zulässigen Ganzkörperdosis von 5 rem pro Jahr - bzw. 5 rad pro Jahr bei Strahlung niedriger LET - erreicht wird.

Andererseits ist es jedoch bislang nicht möglich - und dies gilt für alle vorliegenden Erhebungen zum Strahlenkrebsrisiko - eine gesicherte Aussage über die Form der Dosis-Risikobeziehung in diesem für den Strahlenschutz entscheidenden Dosisbereich zu machen. Der Grund dafür ist statistischer Art, da mit sinkender Dosis der relative, statistische Fehler der beobachteten Zunahme der Krebshäufigkeit zunimmt. Insbesondere kann dadurch auch die Existenz einer linearen Beziehung nicht ausgeschlossen werden (s. hierzu /4,5, 6/).

Die ICRP wird somit auch in der nächsten Zukunft von der ungünstigsten Annahme einer linearen Beziehung zwischen Dosis und Risiko beim Strahlenkrebs ausgehen müssen.

Dies schließt jedoch nicht aus, daß es bei chronischer Bestrahlung mit geringer Dosisleistung - wie es bei der beruflichen Strahlenexposition der Fall ist zum Unterschied gegenüber der kurzzeitigen, einmaligen Bestrahlung bei Atombombenexplosionen - trotzdem eine "praktische Schwelle" geben kann. Dieser Zeitfaktoreffekt wird im nächsten Abschnitt an einem Beispiel erläutert. Es sei ferner darauf hingewiesen, daß auch bei einigen, nicht krebsartigen, somatischen Strahlenspät Schäden mit Sicherheit keine lineare sondern eine sigmoide Dosiswirkungsbeziehung vorliegt und die Existenz einer Schwellendosis wahrscheinlich ist. Hierzu gehören die Kataraktbildung in der Augenlinse und die durch Strahlung verursachte Unfruchtbarkeit (siehe /4/).

2.3 Abhängigkeit des Risikos von der Dosisleistung

Bei der Beurteilung des Risikos somatischer Strahlenspätsschäden ist von wesentlicher Bedeutung die Tatsache, daß der zeitliche Verlauf der akkumulierten Dosis und des daraus folgenden Risikos nicht übereinstimmen. Infolge der Latenzzeit dieser Schäden steigt die Wahrscheinlichkeit für das Auftreten eines Spätschadens zeitlich verzögert gegenüber der Bestrahlung an. Die Verzögerungszeit hängt dabei nicht nur von der Dosisleistung, sondern auch von der Art des betrachteten Spätschadens ab. Wenn diese Latenzzeit größer ist als die maximale normale Lebensspanne, die ohne Bestrahlung zu erwarten ist, so ist das effektive Risiko der Bestrahlung gleich Null.

Die sich daraus ergebenden Konsequenzen für die Festlegung von Dosisgrenzwerten seien an einem charakteristischen Beispiel erläutert - der Bildung von Knochensarkomen durch Inkorporation von ^{226}Ra . Figur 3 zeigt eine zusammenfassende Darstellung der beobachteten Sarkomhäufigkeit bei Leuchtzifferblattmalerinnen und bei Patienten, die aus therapeutischen Gründen mit ^{226}Ra behandelt worden sind (nach FINKEL et al. /7/). Bereits vor

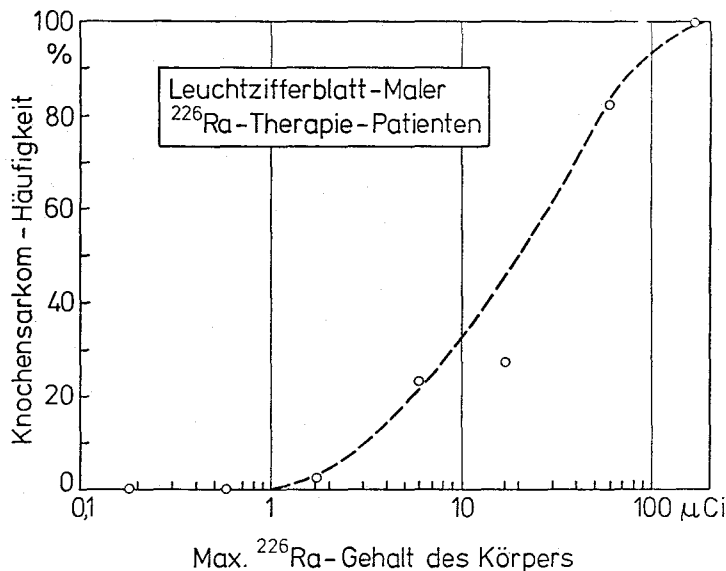


Fig. 3: Häufigkeit von Knochensarkomen in Abhängigkeit von dem geschätzten, maximalen Ra-226-Gehalt des Körpers (nach FINKEL, 1969)

mehreren Jahren hat EVANS /8/ darauf hingewiesen, daß sich aus diesen Befunden eine "praktische Schwelle" ableiten läßt, die bei einer maximalen Körperaktivität von einigen $\mu\text{Ci } ^{226}\text{Ra}$ liegt.

Diese Folgerung steht nicht im Widerspruch zur Annahme einer linearen Beziehung zwischen Dosis und Risiko. Eine Erklärung ergibt sich, wenn man die in den letzten Jahren bei tierexperimentellen Untersuchungen gewonnenen Ergebnisse über den zeitlichen Verlauf der Sarkomhäufigkeit nach ^{226}Ra Injektion betrachtet.

In Figur 4 ist im oberen Bild die bei Beagle-Hunden beobachtete Summenhäufigkeit von Knochensarkomen in Abhängigkeit von der Zeit nach Injektion bei verschiedenen Werten der injizierten Aktivität dargestellt (nach ROSENBLATT et al. /9/). Daraus geht hervor, daß mit abnehmender, injizierter ^{226}Ra -Aktivität, d.h. mit sinkender Dosisleistung, die Verzögerungszeit zwischen Injektion und Sarkombildung zunimmt. Für die Beurteilung des effektiven Risikos ist die entscheidende Frage, nach welcher Verzögerungszeit wird ein bestimmter, vorgegebener Wert der Summenhäufigkeit erreicht. Im unteren Bild von Fig. 4 ist - in Abhängigkeit von der injizierten spezifischen ^{226}Ra -Aktivität - die resultierende Verzögerungszeit vom Zeitpunkt der Injektion bis zum Erreichen einer Summenhäufigkeit von 10 % aufgetragen. Diese Zeitspanne wächst mit sinkender, injizierter Aktivität bzw. abnehmender Dosisleistung und erreicht bei etwa $0,1 \mu\text{Ci/kg}$ die maximale, normale Lebensspanne der unbestrahlten Tiere. Unterhalb dieser Aktivitätsschwelle wird der vorgegebene Risikowert nicht mehr erreicht, weil die Verzögerungszeit größer ist als die noch verfügbare, normale Lebensspanne.

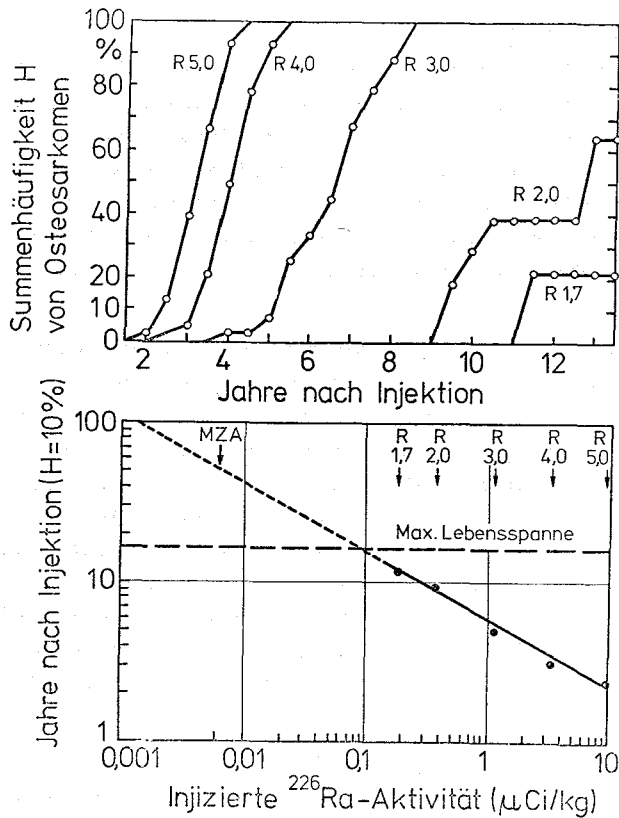


Fig. 4: Zeitliche Änderung der Summenhäufigkeit von Osteosarkomen in Beagle-Hunden nach Ra-226-Injektion (oben) und Zeitdauer, nach der eine Summenhäufigkeit von 10 % erreicht wird (unten); nach ROSENBLATT et al., 1971,

Dieses Beispiel veranschaulicht, daß bei chronischer Bestrahlung mit niedriger Dosisleistung auch bei einer linearen Dosis-Wirkungs-Beziehung eine durch die endliche Lebensdauer bedingte praktische Schwelle für die Entstehung von Strahlenkrebs auftreten kann. Es handelt sich dabei um einen Schwellenwert der Dosisleistung. Dieser Schwellenwert hängt nicht nur von der Art des betrachteten Spätschadens sondern auch von der zeitlichen Verteilung der Dosis während der Lebensdauer ab. Bei chronischer, beruflicher Strahleneinwirkung ist das resultierende Summenrisiko somit umso größer, je früher im Leben die Exposition beginnt. Bei der Anwendung des Risikokonzepts zur Festlegung der maximal zulässigen Dosis ist daher auch die zeitliche Verteilung der Dosis zu berücksichtigen. Die maximal zulässige Jahresdosis ist so festzulegen, daß der maximal akzeptable Wert des Summenrisikos am Ende der maximalen, natürlichen Lebensspanne

erreicht wird.

Die Kenntnis der zeitlichen Verteilung der Strahlenkrebsinzidenz ist somit eine Voraussetzung für die Anwendung des Risikokonzepts; dies gilt insbesondere für Krebsarten mit langer Latenzzeit, wie z.B. Hautkrebs. Leider sind die hierüber vorliegenden Erfahrungen noch sehr unzureichend, so daß vereinfachende Annahmen unumgänglich sein werden. Es sei in diesem Zusammenhang auf eine zusammenfassende Arbeit von MOLE /6/ sowie auf die ICRP-Publikation 8 /2/ verwiesen.

2.4 Probleme bei der Empfehlung von Risikokoeffizienten

Die praktische Anwendung des Risikokonzepts wird durch die Annahme einer linearen Beziehung zwischen Dosis und Strahlenrisiko bei somatischen Strahlenspätschäden im Bereich kleiner Dosen sehr vereinfacht. Als entscheidender Parameter zur Bestimmung des Absolutwerts des Risikos verbleibt - wenn man von dem zuvor diskutierten Zeitfaktor-Problem absieht - die Steilheit dieser linearen Funktion, die als Risikokoeffizient des betrachteten Strahlenspätschadens bezeichnet wird. Dieser Risikokoeffizient gibt somit die pro Doseinheit zu erwartende Zunahme der Wahrscheinlichkeit für das Eintreten des Spätschadens an, d.h. die durch die Einheit der Dosis bewirkte zusätzliche Zahl von Schadensfällen in dem betrachteten Kollektiv.

Bei der Empfehlung von Richtwerten der Risikokoeffizienten ist zu berücksichtigen, daß der Risikokoeffizient für einen bestimmten Strahlenspätschaden keine Konstante ist,

sondern von Individuum zu Individuum variieren kann. Die bisher vorliegenden Ergebnisse deuten darauf hin, daß bei einzelnen Arten von Spätschäden der Risikokoeffizient vom Alter und Geschlecht des Individuums abhängt. Bei der Aufnahme von Ra-Isotopen in den Körper hängt er ferner von der Dosisverteilung im Knochen ab.

Auch eine Abhängigkeit des Risikokoeffizienten von zivilisatorischen Einflüssen ist nicht auszuschließen. Dies gilt insbesondere für den strahleninduzierten Lungenkrebs. Ein typisches Beispiel hierfür ist die bei Uranbergarbeitern beobachtete erhöhte Lungenkrebsmortalität, die durch die Inhalation von ^{222}Rn -Zerfallsprodukten verursacht wird /10-12/. In diesem Fall scheint mit großer Wahrscheinlichkeit ein ausgeprägter synergistischer bzw. cocarcinogener Effekt von Strahlung und Rauchen zu bestehen, so daß der Risikokoeffizient für den strahleninduzierten Lungenkrebs bei Zigaretten rauchenden Bergarbeitern wesentlich höher anzusetzen ist als bei Nichtrauchern. Bei den zukünftigen Empfehlungen zur höchstzulässigen ^{222}Rn -Exposition /13/ wird die ICRP diesen Effekt berücksichtigen und von der ungünstigen Annahme ausgehen, daß die strahlenexponierten Personen Raucher sind.

Die bisher vorliegenden Daten über Risikokoeffizienten stammen aus Erhebungen an relativ kleinen und teilweise speziellen Personengruppen. Die statistisch am besten gesicherten Werte des Risikokoeffizienten resultieren aus den Erhebungen an den Überlebenden der Atombombenexplosionen von Hiroshima und Nagasaki /14-18/ sowie an mit Röntgenstrahlen therapeutisch behandelten Morbus-Bechterew-Patienten /19/. Es würde zu weit führen, an dieser Stelle die Ergebnisse im einzelnen darzustellen und zu diskutieren. Es sei auf die zusammenfassenden Darstellungen von MARLEY und DOLPHIN /2/, HUG /5/ und MOLE /6/ sowie auf die ICRP-Publikationen 8 und 14 /2,4/ verwiesen, die einen ausgezeichneten Überblick geben. Ferner wird Ende dieses Jahres ein Bericht von UNSCEAR erscheinen, in dem die neuesten Ergebnisse zusammengestellt sind.

Aus den Erhebungen an den Atombombenüberlebenden und den Morbus-Bechterew-Patienten läßt sich ein mittlerer Risikokoeffizient für die Leukämie von etwa 30 ± 10 Leukämiefällen pro rad pro 10^6 Personen ableiten. Es ist jedoch zu berücksichtigen, daß es sich bei beiden Personengruppen um eine kurzzeitige Strahlenexposition mit relativ hoher Dosisleistung und nicht um eine chronische Strahleneinwirkung handelte.

Die zur Zeit vorliegenden Risikokoeffizienten sind mit einem erheblichen statistischen Fehler behaftet und aus den genannten Gründen nur mit Vorbehalt auf die Abschätzung des Strahlenrisikos von beruflich strahlenexponierten Personen oder von Mitgliedern der Bevölkerung anwendbar. Die ICRP hat auf Grund dieser Unsicherheiten bisher davon abgesehen, Empfehlungswerte für Risikokoeffizienten festzulegen. Sie hat sich darauf beschränkt, die Größenordnung des Risikos ("order of risk") anzugeben /2/.

Um genauere Kenntnisse über den Risikokoeffizienten für Strahlenspätschäden und seinen Schwankungsbereich zu erhalten, wären umfangreiche epidemiologische Erhebungen unter genügend großen Personengruppen notwendig, die einer erhöhten natürlichen oder zivilisatorischen Strahlenbelastung ausgesetzt sind. Derartige Erhebungen sollten einen Schwerpunkt zukünftiger Untersuchungen zum Strahlenrisiko bilden. Die ICRP hat eine Task Group beauftragt, ein Konzept für die Durchführung und Auswertung solcher Erhebungen auszuarbeiten, damit vergleichbare und statistisch einwandfreie Ergebnisse erhalten werden.

Eine folgerichtige Anwendung des Risikokonzepts im Bereich des Strahlenschutzes erfordert die Festlegung von Risikokoeffizienten für die wichtigsten Arten von Strahlenspätschäden. Die ICRP wird daher in nicht allzu ferner Zukunft hierzu Stellung nehmen müssen und für Zwecke des Strahlenschutzes Richtwerte der Risikokoeffizienten empfehlen, die dann die Grundlage für eine Neufestsetzung höchstzulässiger Dosiswerte in den einzelnen Organen des Menschen bilden werden. Dies gilt insbesondere für den Fall der Ganzkörperbestrahlung, auf den ich im Folgenden kurz eingehen werde.

2.5 Das kombinierte Krebsrisiko bei Ganzkörperbestrahlung

Von besonderer Bedeutung für die Festlegung von Dosisgrenzwerten ist das Krebsrisiko durch Ganzkörperbestrahlung. Da hierbei alle Organe annähernd gleichförmig bestrahlt werden, ist das kombinierte Krebsrisiko bei Ganzkörperbestrahlung gegeben durch die Summe der Risikowerte für die Krebsarten in den einzelnen Organen. Unser Wissen über Strahlenspät Schäden beim Menschen durch Ganzkörperbestrahlung basiert im wesentlichen auf den statistischen Erhebungen an den Überlebenden der Atombombenexplosionen von Hiroshima und Nagasaki und den Patienten, die wegen Morbus Bechterew mit Röntgenstrahlen therapeutisch behandelt wurden.

Bis vor mehreren Jahren war bei diesen Personengruppen der weitaus dominierende Strahlenspät Schaden die Leukämie, die durch die Bestrahlung des Knochenmarks verursacht wird. Man konnte daher annehmen, daß das kombinierte Krebsrisiko bei Ganzkörperbestrahlung nur unbedeutend höher ist, als das Leukämierisiko durch alleinige Bestrahlung der blutbildenden Organe. Unter dieser Annahme wurde von der ICRP der gleiche Dosisgrenzwert von 5 rem pro Jahr für Ganzkörperbestrahlung und für Teilkörperbestrahlung der blutbildenden Organe empfohlen /1/.

Wir können heute mit Sicherheit sagen, daß diese Annahme nicht mehr zutrifft. In den letzten Jahren hat bei den beiden genannten Personengruppen die Häufigkeit anderer Krebsarten als Leukämie stark zugenommen, insbesondere der Lungenkrebs und bei Frauen auch der Brustkrebs. Diese zeitliche Verzögerung resultiert aus der Tatsache, daß bei der Leukämie die Latenzzeit erheblich kürzer ist als bei anderen Krebsarten. Sowohl bei Leukämie als auch beim Lungenkrebs wurde bei den Atombombenüberlebenden eine signifikante Zunahme bereits bei Dosen oberhalb etwa 50 rad - bezogen auf Strahlung niedriger LET - festgestellt. Die neuesten, noch nicht veröffentlichten Ergebnisse bei den Atombombenüberlebenden deuten ferner darauf hin, daß der durch Strahlung bedingte Risikoeffizient für Lungenkrebs annähernd doppelt so groß ist wie für Leukämie. Auf Grund dieser Erfahrungen ist zu vermuten, daß in Bezug auf das Krebsrisiko das Lungengewebe die größte Strahlenempfindlichkeit von allen Körpergeweben aufweist. Für die Induktion von Lungenkrebs kann dabei ein synergistischer Effekt von Strahlung und Rauchen nicht ausgeschlossen werden; für diese Annahme sprechen die bereits erwähnten Erfahrungen über die Lungenkrebsmortalität bei Uranbergarbeitern.

Für die beiden genannten Personengruppen ergibt sich integriert über eine Beobachtungszeit von etwa 25 Jahren nach der Bestrahlung ein kombiniertes Krebsrisiko, das etwa 3-6-mal größer ist als das Leukämierisiko. Dieser Wert wird in der Folgezeit noch weiter ansteigen, und man wird erst gegen Ende dieses Jahrhunderts eine endgültige Aussage über das kombinierte Krebsrisiko machen können. Es ist anzunehmen, daß sich der oben genannte Risikofaktor annähernd verdoppeln und auf etwa 5-10 ansteigen wird /5,6/. Das bedeutet, daß der kombinierte Risikoeffizient für Strahlenkrebs bei Ganzkörperbestrahlung etwa 100-300 Fälle pro 10^6 Personen pro rad ist, bezogen auf Strahlung niedriger LET.

Auf Grund dieser neuen Erfahrungen ist es notwendig, die bisherigen Dosisgrenzwerte der ICRP zu überdenken. Sicher lassen sich diese Risikowerte für kurzzeitige Bestrahlung mit hoher Dosisleistung nur mit Vorbehalt auf den Fall chronischer Bestrahlung mit kleiner Dosisleistung übertragen. In jedem Fall erscheint es zweckmäßig, den Dosisgrenzwert für Ganzkörperbestrahlung erheblich niedriger anzusetzen als den Dosisgrenzwert für die blutbildenden Organe. Die ICRP hat eine Arbeitsgruppe gebildet, um Vorschläge für eine Revision der Dosisgrenzwerte auszuarbeiten. Es ist damit zu rechnen, daß diese Arbeitsgruppe bis Mitte nächsten Jahres ihren Bericht fertiggestellt hat, so daß dann eine Entscheidung gefällt werden kann.

Ich möchte an dieser Stelle noch eine andere, interessante Folgerung erwähnen, die sich hieraus ergibt und auf die MARLEY /21/ anlässlich des 2. Europäischen Kongresses für

Strahlenschutz Anfang Mai 1972 in Budapest hingewiesen hat. Sie alle wissen, welchen Aufwand man in allen Ländern während der Periode der Kernwaffenversuche getrieben hat, um den ^{90}Sr -Gehalt in der Biosphäre und im Menschen zu messen. Damals ging man von der Annahme aus, daß ^{90}Sr das gefährlichste Nuklid im weltweiten Fallout sei. Auf Grund unserer heutigen Kenntnisse über das Krebsrisiko bei Ganzkörperbestrahlung müssen wir diese Vorstellung entscheidend revidieren.

Geschätztes "Dose Commitment" und relatives Strahlenkrebs-Risiko durch den Fallout (Kernwaffenversuche) in der nördlichen Hemisphäre vor 1969 (nach MARLEY, 1972)

Gewebe	Dose Commitment (mrad)			Rel. Risiko- koeffizient pro Dosisseinheit	Risiko-Anteil (%)			
	^{137}Cs	^{90}Sr	and. RN		^{137}Cs	^{90}Sr	and. RN	Σ RN
Knochenmark	57 *	65	50 *	1 (Leukämie)	5-10	5-11	4-8	14-29
Körpergewebe (Gonaden)	57 *	0	50 *	4-10 (and. maligne Spätschäden)	38-46	0	33-40	71-86
Gesamtkörper				5-11	48-51	5-11	41-44	100

*) davon etwa 36 mrem durch äußere Bestrahlung

Tabelle 1

In Tabelle 1 ist die mittlere Dosis im Knochenmark und im übrigen Körpergewebe angegeben, die durch ^{137}Cs , ^{90}Sr und die anderen Radionuklide im Fallout auf der nördlichen Hemisphäre bis zum Jahre 1969 verursacht wurde. Berücksichtigt man, daß das relative Krebsrisiko des Körpergewebes bei Ganzkörperbestrahlung etwa 4-10 mal größer ist als das Leukämierisiko, so ergeben sich die in der rechten Spalte der Tabelle angegebenen Risikoanteile. Daraus folgt, daß von dem kombinierten Krebsrisiko etwa 50 % auf ^{137}Cs , knapp 10 % auf ^{90}Sr und der Rest auf die anderen Spaltprodukte im Fallout entfallen. In bezug auf das Krebsrisiko ist somit zu erwarten, daß die Gefährdung durch ^{137}Cs etwa 5-10 mal größer ist als diejenige durch ^{90}Sr . Alle Abschätzungen über das Risiko von Strahlen-spätschäden durch Freisetzung von Radionukliden bei Störfällen an Kernkraftwerken sollten in analoger Weise überprüft werden.

2.6 Das maximal akzeptable Strahlenrisiko

Zum Abschluß dieser Betrachtungen über die Tendenzen bei der Beurteilung des Strahlenrisikos möchte ich noch kurz auf die letzte der genannten Fragen eingehen, die sich bei der Entwicklung eines Risikokonzepts stellt: Welches berufliche und zivilisatorische Strahlenrisiko kann noch akzeptiert werden? Von der Beantwortung dieser Frage hängt die Empfehlung von Dosisgrenzwerten ab.

Die ICRP diskutiert zur Zeit die verschiedenen Aspekte, die dabei zu berücksichtigen sind. Hierzu gehören das Nutzen-Risiko-Verhältnis, der Vergleich mit anderen, konventionellen beruflichen und zivilisatorischen Risiken sowie auch der Vergleich mit dem Strahlenrisiko durch die natürliche Strahleneinwirkung auf den Menschen.

Aus dieser Diskussion schält sich der Gesichtspunkt heraus, daß das berufliche Strahlenrisiko im Durchschnitt vergleichbar sein sollte mit dem konventionellen Unfallrisiko in Industrien mit hohem Sicherheitsstandard. Ausgehend von dieser Voraussetzung wird von

der ICRP zur Zeit folgender Risikogrenzwert diskutiert:

Das berufliche Strahlenrisiko - gemittelt über alle beruflich strahlenexponierten Personen - sollte etwa 50 Fälle pro Jahr pro 10^6 Personen nicht überschreiten. Für Einzelpersonen und einzelne Gruppen von Arbeitern sollte das maximale Strahlenrisiko das 5-fache dieses Durchschnittswerts, d.h. 250 Fälle pro Jahr pro 10^6 Personen, nicht übersteigen. Ich möchte jedoch ausdrücklich betonen, daß es sich hierbei nur um vorläufige Diskussionswerte handelt. Über einen Risikogrenzwert für die Bevölkerung liegen von Seiten der ICRP noch keine Empfehlungen oder Diskussionswerte vor. Die ICRP wird sich aber in der nächsten Zeit auch mit dieser Frage beschäftigen müssen.

3. REVISION DER EMPFEHLUNGEN ÜBER DIE INKORPORATION RADIOAKTIVER STOFFE

Die Grenzwerte für die Aktivitätsaufnahme radioaktiver Stoffe in den menschlichen Körper werden aus den Dosisgrenzwerten für die einzelnen Organe abgeleitet. Die in der Strahlenschutzverordnung verankerten Werte der maximal zulässigen Konzentration von Radionukliden in Luft und Wasser basieren auf den Empfehlungen der ICRP aus dem Jahre 1959, die in der ICRP-Publikation 2 "Permissible Dose for Internal Radiation" /22/ niedergelegt sind.

Seit dieser Zeit sind neue Informationen über die Aufnahme und Verteilung radioaktiver Stoffe im menschlichen Körper gewonnen worden. Die Kommission 2 der ICRP erarbeitet daher zur Zeit ein neues Handbuch zur internen Strahlenbelastung. Diese neuen Empfehlungen werden voraussichtlich Ende 1973 publiziert. Vorarbeiten zu diesem Bericht galten der Zusammenstellung der Zerfallsdaten der Radionuklide und der anatomischen, physiologischen und physiologisch-chemischen Daten des Menschen; aus letzteren wurden die Daten für den "Referenzmensch" (früher Standardmensch genannt) abgeleitet, die bei der Abschätzung der internen Dosis zugrundegelegt werden. Ferner wurden gegenüber den früheren Empfehlungen wesentlich verbesserte Modelle über die Aufnahme und den Abtransport radioaktiver Stoffe im Atemtrakt /23/ und im Magen-Darm-Trakt /24/ entwickelt. Ferner hat die Kommission die neuen Erfahrungen über die Inhomogenität der Aktivitäts- und Dosisverteilung im Knochen durch die im Skelett abgelagerten Radionuklide berücksichtigt /25,26/, um die Dosis in den für Strahlenspätchäden kritischen Bereichen des Knochens, dem Knochenmark und den endostealen Zellen, abzuschätzen. Im Gegensatz zu den früheren Empfehlungen wird ferner bei der Bestimmung der Organdosis nicht nur die Dosis durch die von diesem Organ aufgenommene Aktivität berücksichtigt, sondern auch die zusätzliche Dosis, die durch die Absorption der von benachbarten Organen eingestrahlten γ -Strahlung verursacht wird.

Bei der Dosisberechnung für die einzelnen Organe wird das "Dose Commitment" -Konzept zugrundegelegt. Dies ist für langlebige Radionuklide mit langer Verweilzeit im Körper von Bedeutung; der Aktivitätsgrenzwert eines Radionuklids wird so berechnet, daß bei kontinuierlicher Aufnahme die maximal zulässige Jahresdosis im kritischen Organ erst nach einem Aufnahmezeitraum von 50 Jahren erreicht wird. Hierdurch wird sichergestellt, daß zu keinem Zeitpunkt im Leben die maximal zulässige Jahresdosis überschritten wird. Das resultierende Schema für die Ableitung der Grenzwerte für die Aufnahme radioaktiver Stoffe in den Körper ist in Figur 5 dargestellt.

Die Art der in dem neuen ICRP-Handbuch empfohlenen Grenzwerte der Aktivität unterscheidet sich teilweise wesentlich von den früheren Empfehlungen. In letzteren waren die maximal zulässige Aktivitätskonzentration in Luft und (Trink-)Wasser die entscheidenden Kenngrößen. Im Gegensatz hierzu ist in den neuen Empfehlungen der entscheidende Richtwert die maximal zulässige Aktivität, die pro Jahr dem Körper zugeführt werden darf. Dieser Wert wird als "Maximum Permissible Annual Intake" (MPAI) bezeichnet. Bei der Festlegung wird somit das gleiche Konzept wie bei der Festlegung der Dosisgrenzwerte angewandt, denn entscheidend für die interne Strahlenbelastung ist nicht die Aktivitäts-

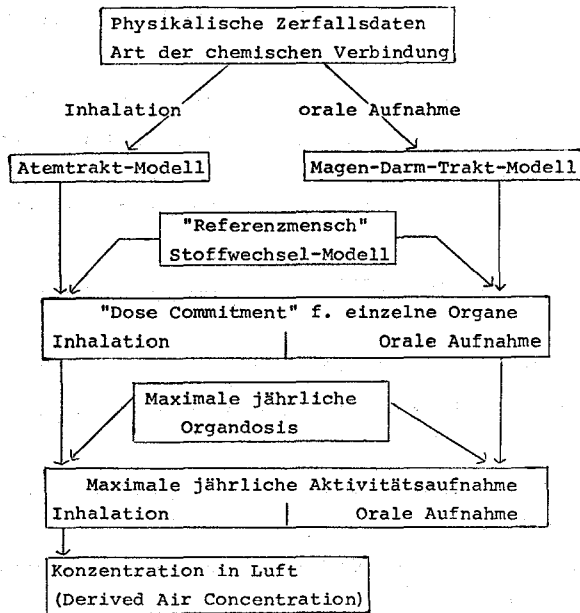


Fig. 5: Schema bei der Ableitung von Grenzwerten für die Inkorporation radioaktiver Stoffe

konzentration in Luft bzw. Wasser, sondern die langfristig aufgenommene Aktivität. In den neuen Empfehlungen wird ein Grenzwert für die maximal zulässige Aktivitätskonzentration im Wasser nicht mehr erscheinen. An Stelle der Bezeichnung "maximal" zulässige Aktivitätskonzentration in Luft tritt die Bezeichnung "Derived Air Concentration" (DAC), da das Adjektiv maximal zulässig zu Mißverständnissen führt. Der Wert für die DAC wird aus dem zugehörigen MPAI-Wert für berufliche Strahlenexposition abgeleitet und gibt somit die Konzentration in Luft an, die beim Referenzmensch bei einer Inhalationsdauer von 40 h/Woche und 50 Arbeitswochen/Jahr zu der maximal beruflich zulässigen Organdosis führt. Ferner wird in den neuen Empfehlungen nicht mehr zwischen der Aufnahme löslicher und un-

löslicher radioaktiver Stoffe unterschieden; stattdessen werden - soweit ausreichende Verteilungsdaten existieren - die MPAI - und DAC-Werte für einzelne chemische Verbindungen des Radionuklids angegeben. Alle Kenndaten für ein bestimmtes Radionuklid werden dabei in einem Datenblatt zusammengestellt; dieses Datenblatt enthält die Zerfallsdaten, die effektive Energie, die Zahl der Zerfälle und das "Dose Commitment" für einzelne, wichtige Organe pro μCi dem Körper zugeführter Aktivität sowohl bei oraler Aufnahme als auch bei Inhalation und die daraus resultierenden Aktivitätsgrenzwerte (MPAI, DAC).

SCHLUSSBEMERKUNG

Der Schwerpunkt der Tätigkeit der ICRP lag bislang zweifellos bei den Problemen des Strahlenschutzes am Arbeitsplatz. In Zukunft wird sich die ICRP auch in stärkerem Maße mit dem Strahlenrisiko der Bevölkerung durch den Betrieb von Kernkraftwerken befassen. Sie alle wissen, daß dieses Problem zur Zeit im Mittelpunkt der öffentlichen Diskussion steht. Sowohl die Fachleute als auch die Bevölkerung sollten sich jedoch klar darüber sein, daß die zivilisatorische Strahleneinwirkung auf die Bevölkerung durch die medizinische Strahlendiagnostik zur Zeit mit Sicherheit mehr als 2 Zehnerpotenzen größer ist als diejenige durch Kernkraftwerke. Um das zivilisatorische Strahlenrisiko der Bevölkerung zu reduzieren, muß man daher in erster Linie die durch die medizinische Anwendung bedingte Bevölkerungsbelastung zu verringern versuchen. Gerade auf diesem Gebiet hat die ICRP in den letzten Jahren durch ihre Empfehlungen zum Strahlenschutz des Patienten bei der Röntgenstrahlendiagnostik und bei der nuklearmedizinischen Diagnostik einen sehr wichtigen Beitrag geliefert /27,28/.

L I T E R A T U R

- (1) Recommendations of the ICRP (adopted 17. Sept. 1965); ICRP-Publication 9, Pergamon Press, 1966.
- (2) The evaluation of risks from radiation; ICRP-Publication 8, Pergamon Press, 1966.
- (3) O.HUG: Neue Gesichtspunkte und Empfehlungen der ICRP zur internen Strahlenbelastung S.329-355 in "Strahlenschutzprobleme bei der Freisetzung und Inkorporation radioaktiver Stoffe"; Tagungsbericht der 4. Jahrestagung des Fachverbandes für Strahlenschutz, Berlin, Mai 1969.
- (4) Radiosensitivity and spatial distribution of dose; ICRP-Publication 14, Pergamon Press, 1969.
- (5) O.HUG : Strahlenschäden und Strahlenschutz; Atomwirtschaft XVI, 294-300 (1971).
- (6) R.H.MOLE: Radiation effects in man - current views and prospects; Health Phys. 20, 485-490 (1971).
- (7) A.J.FINKEL, C.E.MILLER, R.J. HASTERLIK in " Delayed effects of bone-seeking radionuclides" (Herausgeber C.W. MAYS et al.); Univ. of Utah Press, 1969.
- (8) R.D.EVANS: The radium standard for boneseekers - evaluation of the data on radium patients and dial painters; Health Phys. 13, 267-278 (1967).
- (9) L.S.ROSENBLATT, N.H. HETHERINGTON, M.GOLDMAN, L.K. BUSTAD: Evaluation of tumor incidence following exposure to internal emitters by application of the logistic dose-response surface; Health Phys. 21, 869-875 (1971).
- (10) F.E.Lundin, J.W.LLOYD, E.M. SMITH, V.E. ARCHER, D.A. HOLADAY: Mortality of uranium miners in relation to radiation exposure, hard-rock mining and cigarette smoking - 1950 through September 1967; Health Phys. 16, 571-578 (1969).
- (11) F.E.LUNDIN, J.K.WAGONER, V.E. ARCHER: Radon daughter exposure and respiratory cancer - quantitative and temporal aspects; Nat. Inst. f. Occup. Safety and Health - Nat. Inst. of Environm. Health Sciences (USA), Joint Monograph No. 1 (1971).
- (12) J. SEVČ, V. PLÁČEK : Lung cancer risk in relation to long-term exposure to radon daughters; 2. Europ. Congress on Radiation Protection, Budapest 3-5.Mai 1972.
- (13) W. JACOBI : Problems concerning the recommendation of a maximum permissible inhalation intake of short-lived radon daughters; 2. Europ. Congress on Radiation Protection Budapest, 3-5. Mai 1972.
- (14) C.K. WANEBO, K. G. JOHNSON, K. SATO, W. THORSLUND : Lung cancer and atomic bomb exposure; Amer. Rev. Respir. Diseases 98, 778 (1968).
- (15) C.K. WANEBO, K. G. JOHNSON, K. SATO, W. THORSLUND : Breast cancer after exposure to the atomic bombings of Hiroshima and Nagasaki; New Engl. J. of Medic. 279, 667-671 (1968).
- (16) T. ISHIMARU, T. HOSHINO, M. ISHIRARU, H. OKADA, T. TOMIYASU, T. TSUCHIMOTO, T. YAMAMOTO: Leukaemia in atomic bomb survivors, Hiroshima and Nagasaki, October 1, 1950 - September 30, 1966; Radiat. Res. 45, 216-233 (1971).
- (17) S.JABLON, J. L. BELSKY: Radiation induced cancer in atomic bomb survivors; Internat. Cancer Congress, Houston/Texas, April 1970.
- (18) J.W. WOOD, H. TAMAGAKI, S. NERIISHI, T. SATO, W.F. SHELDON, P. G. ARCHER, H.B. HAMILTON, K. G. JOHNSON : Thyroid carcinoma in atomic bomb survivors, Hiroshima and Nagasaki; Amer. J. Epidemiol. 89, 4 (1969).

- (19) W.M. COURT-BROWN, R. DOLL: Mortality from cancer and other causes after radiotherapy for ankylosing spondylitics; Brit. Med. J. 2, 1327-1332 (1965).
- (20) G.W.DOLPHIN, W.G.MARLEY: Risk evaluation in relation to the protection of the public in the event of accidents at nuclear installations; Report AHSB (RP) R 93, Harwell 1969.
- (21) W.G. MARLEY: Radiological hazards associated with internal contamination of the body by radionuclides; 2. Europ. Congress on Radiation Protection, Budapest, 3-5. Mai 1972.
- (22) Recommendations of the ICRP : Report of Committee 2 on Permissible Dose for Internal Radiation (1959); ICRP-Publication 2, Pergamon Press, 1959.
- (23) ICRP-Task Group on Lung Dynamics: Deposition and retention models for internal dosimetry of the human respiratory tract; Health Phys. 12, 173-207 (1966).
- (24) G.W. DOLPHIN, I. S. EVE: Dosimetry of the gastrointestinal tract; Health Phys. 12, 163-172 (1966).
- (25) A review of radiosensitivity of the tissues in bone; ICRP-Publication 11, Pergamon Press, 1968.
- (26) J.H. MARSHAL et al.: A model of normal adult bone which provides macroscopic and microscopic retention functions for alkali earth radioisotopes; ICRP-Task Group Report, im Druck (1972).
- (27) Protection of the patient in X-ray diagnosis; ICRP-Publication 16, Pergamon Press, 1970.
- (28) Protection of the patient in radionuclide investigations; ICRP-Publication 17, Pergamon Press, 1970.

DISKUSSION

PORETTI: Man kann sich fragen, ob die ICRP genügend Autorität besitzt, um bestimmte, besonders wichtige Untersuchungen anzuregen. Man denke hier an die schwierige Aufstellung von Stoffwechselmodellen und an die Notwendigkeit einer bestimmten koordinierenden Wirkung, z. B. des Komitees auf die einzelnen Forschungsgruppen, um eine Zersplitterung und die zur Zeit herrschende Konfusion auf dem Gebiete der sog. "Kompartimentalanalyse" zu reduzieren.

JACOBI: Die ICRP kann natürlich direkt keine Forschungsaufträge vergeben, da ihr hierfür keine finanziellen Mittel zur Verfügung stehen. Es ist der ICRP aber bislang stets gelungen, qualifizierte Wissenschaftler zur Mitarbeit in den ICRP-Task-Groups zu gewinnen und auf diese Weise zu bestimmten Untersuchungen anzuregen. Als Beispiele möchte ich eine Task-Group nennen, die das neue Lungenmodell ausgearbeitet hat, eine andere Task-Group hat ein Stoffwechselmodell für Erdalkalien entwickelt. Die Ergebnisse dieser Arbeiten der Task-Groups haben in vielen Fällen auch eine gewisse koordinierende Wirkung außerhalb der ICRP gehabt.

EIN MONITOR ZUR MESSUNG DER α -AKTIVITÄT IN DER LUFT

B. HAIDER, W. JACOBI

HAHN-MEITNER-INSTITUT FÜR KERNFORSCHUNG BERLIN GMBH, BERLIN
ABTEILUNG STRAHLENPHYSIK

Zusammenfassung

In diesem Bericht wird ein Meßgerät beschrieben, das für die dringend nötige Langzeitüberwachung der Konzentration kurzlebiger ^{222}Rn -Zerfallsprodukte in der Luft von einigen Bergwerken entwickelt wurde.

Ein Detektor registriert die α -Strahlung der radioaktiven Staubbestandteile, die durch eine Pumpe auf einem Filter abgeschieden werden.

Das Gerät ist transportabel und arbeitet mit einer Ladung seiner Akkumulatoren ca. 1-2 Wochen lang. Sein Anwendungsbereich erstreckt sich von der natürlichen bodennahen Luftaktivität bis zu den höchsten Aktivitäten, die in Gruben erwartet werden.

1. Einleitung und Aufgabenstellung

In den letzten Jahren ist eine eindeutige Erhöhung der Lungenkrebsmortalität bei den Bergarbeitern in den Urangruben des Colorado-Plateaus (USA) erkannt und eine signifikante Zunahme der Lungenkrebsmortalität mit steigender ^{222}Rn (Radon)-Exposition dieser Arbeiter festgestellt worden. Dieser Befund weist daraufhin, daß als eine wesentliche Ursache für die Entstehung von Lungenkrebs bei diesen Arbeitern die Inhalation der in diesen Gruben in relativ hoher Konzentration vorliegenden, kurzlebigen Zerfallsprodukte des radioaktiven Edelgases ^{222}Rn anzusehen ist.

Aufgrund dieser Erkenntnis muß befürchtet werden, daß Bergarbeiter, die in Gruben mit relativem hohem Radon-Gehalt arbeiten, wahrscheinlich zu derjenigen Gruppe der heute beruflich strahlenexponierten Personen gehören, die der höchsten Strahleneinwirkung und damit auch dem höchsten Risiko einer Strahlengefährdung ausgesetzt sind. Dies gilt nicht nur für Arbeiter in Urangruben, sondern auch für Arbeiter in Flußspat- und Feldspatgruben, in denen oftmals ein ähnlich hoher Rn-Gehalt der Luft wie in Urangruben auftritt. Hierzu gehören in der BRD insbesondere auch die Flußspat- und Feldspatgruben in Ostbayern.

Daraus ergibt sich als dringende, primäre Aufgabe, den Radon-Pegel in diesen Gruben festzustellen und gegebenenfalls ständig zu überwachen, um die Strahlengefährdung der Bergarbeiter beurteilen zu können und um - falls notwendig - geeignete Maßnahmen zur Reduktion des Radon-Pegels treffen und ihre Wirksamkeit prüfen zu können.

Aufgrund der bisherigen Erfahrungen sind für eine Rn-Überwachung der Grubenluft kurzzeitige, stichprobenartige Messungen [1] wegen der teilweise starken Schwankungen des Radon-Pegels in einer Grube nicht ausreichend. Es ist vielmehr notwendig, langzeitige Messungen durchzuführen, um den langzeitigen Mittelwert bzw. das Zeitintegral der Konzentration von ^{222}Rn und seinen kurzlebigen Zerfallsprodukten in der Grubenluft bestimmen zu können.

Dafür wurden im Auftrage des Bundesministeriums für Bildung und Wissenschaft Prototypen von Meßgeräten entwickelt.

Es sei betont, daß die Meßgeräte nicht nur für die Radon-Überwachung im Bergbau, sondern auch zur Langzeitüberwachung von anderen α -aktiven Aerosolen geeignet sind.

Es gibt einen ausführlichen Abschlußbericht über diesen Forschungsauftrag.[2]

2. Meßprinzip

Die zu untersuchende Luft wird bei konstantem Luftdurchsatz durch ein Faserfilter gesaugt, wobei die Rn-Zerfallsprodukte auf der Filteroberfläche abgeschieden und angereichert werden. Die gesamte α -Aktivität des Filters setzt sich additiv aus der RaA- und RaC' - Aktivität des Filters zusammen.

Die α -Aktivität des Filters wird mit einem über der Ansaugseite des Filters befindlichen Si-Halbleiter-Detektor gemessen, wobei die störende β - und γ -Strahlung diskriminiert wird. Die während der Meßzeit gemessene Zahl von α -Impulsen wird auf einem Zählwerk direkt angezeigt. Sie ist proportional dem Zeitintegral der α -Aktivität des Filters während der gesamten Meßzeit.

Die Zählhausbeute des Detektors, die das Verhältnis der gemessenen α -Impulszahl zur Zahl der α -Zerfälle auf dem Filter angibt, hängt von dem Detektor und der Meßgeometrie ab und muß bestimmt werden (s. 4.). Die gemessene α -Impulszahl ist mit guter Genauigkeit proportional dem Zeitintegral der potentiellen α -Energiekonzentration in der Meßluft während der gesamten Meßdauer (s. 5.).

3. Aufbau des Meßgeräts

Das Meßgerät setzt sich aus drei, miteinander verbundenen Bauteilen zusammen:

- 1) Dem Meßkopf, der den Si-Halbleiterdetektor, die Saugpumpe und das Filter enthält.
- 2) Dem Elektronikteil, der die Detektorelektronik, das mechanische Zählwerk mit elektronischem Untersezter sowie die Steuerung für die Pumpe enthält
- 3) Dem Batterieteil, der die wiederaufladbaren, getrennten Batterien für die Detektorspannung, die Detektorelektronik und die Pumpe enthält.

Elektronik und Batterieteil sind in einem mit einem Tragegriff versehenen, stabilen Metallgehäuse staub- und wassergeschützt untergebracht. Die Gehäuseabmessungen betragen 23 cm x 12 cm x 32 cm Höhe. Das Gewicht des Geräts beträgt 7 kg, wovon etwa 5 kg auf die Akkumulatoren bzw. Batterien entfallen.

Der Meßkopf ist ein kompakter Al-Block (4 cm x 6 cm x 10 cm) der seitlich an das Elektronikteil angeschraubt ist. Abb. 1 zeigt einen schematischen Querschnitt durch den Meßkopf und ein Blockschaltbild der Elektronik. Die Luft wird durch Schlitze an 3 Seiten des Meßkopfs direkt in den Zwischenraum zwischen Detektor und Filter angesaugt, so daß die Abscheideverluste vor dem Filter vernachlässigbar sind. Der Abstand zwischen Detektoroberfläche und Filteroberfläche beträgt $5,2 \pm 0,4$ mm. Der Si-Halbleiter-Detektor (Typ: Siemens D 18 P; p-Si) hat einen aktiven Durchmesser von 17,5 mm (aktive Fläche 240 mm^2) und wird mit einer Spannung von 22,5 V betrieben. Er ist mit einer α -durchlässigen, auswechselbaren Schutzfolie bedeckt, um Staubablagerung auf der aktiven Detektoroberfläche zu verhindern. Der Meßkopf hat einen seitlich abklappbaren, mit einer Gummidichtung versehenen Deckel; zwischen Meßkopf und Deckel wird ein Faserfilter aus Cellulose-Asbest eingelegt, dessen Abscheidewirkungsgrad für Rn-Zerfallsprodukte $f \geq 0,99$ ist. Der Durchmesser der Abscheidefläche des Filters beträgt 18 mm entsprechend einer Sammelfläche von 255 mm^2 . Nach Durchströmen des Filters wird die Luft durch einen Luft-

kanal im Deckel des Meßkopfes zur Pumpe gesaugt. Durch diese Konstruktion kann das Filter durch Abklappen des Deckels schnell und einfach ausgewechselt werden, während Detektor und Pumpe mit ihren Zuleitungen fest montiert sind.

Im Elektronikteil werden die Detektorimpulse verstärkt, in ihrer Höhe diskriminiert und gezählt. Zum Zählen und Anzeigen wird die stromsparende Kombination aus 4-stelligem mechanischen Zählwerk und elektronischem Untersetzer verwendet, wobei das Untersetzungsverhältnis $U = 1/2^n$ ($n = 1, 2, \dots, 7$) einstellbar ist. Um Energie zu sparen und die Meßempfindlichkeit anzupassen, sind ferner Schaltkreise zum periodischen Ein- und Ausschalten der Pumpe während der Meßzeit eingebaut. Die Periodendauer beträgt etwa 16 min; das Tastverhältnis kann zwischen 1 : 1 (kontinuierliches Pumpen), 1 : 2, 1 : 4, 1 : 8 und 1 : 16 (1 min Betrieb - 15 min Pause) umgeschaltet werden. Die Betriebsspannung der Pumpe ist stabilisiert.

Es bestehen Anschlußmöglichkeiten für zusätzliche Zähler oder Ratemeter und einen Vielkanalanalysator, um gegebenenfalls auch die zeitliche Änderung der Zählrate und das α -Spektrum messen zu können. Sämtliche Bedienungselemente des Gerätes sind hinter einem abnehmbaren Deckel des Elektronikteils angebracht, so daß sie im Routinebetrieb untertage nicht zugänglich sind. Die Zählwerksanzeige ist durch ein Fenster ablesbar.

Zwei getrennte wartungsfreie Akkumulatoren versorgen die Detektorelektronik und die Pumpe mit Strom. Eine Trockenbatterie, die einmal im Jahr ausgewechselt werden muß, liefert die Detektorspannung. Die Meßdauer mit einer Akkuladung beträgt bei Dauerbetrieb der Pumpe mehr als 8 Tage und kann durch fraktioniertes Pumpen auf etwa das Doppelte verlängert werden.

Es wurden zwei Prototypen dieses direktanzeigenden Meßgeräts zur langzeitigen Messung der integralen Rn-Exposition gebaut.

Zusätzlich wurden 2 Meßgeräte entwickelt, bei denen an Stelle des Si-Detektors eine Kunststoffolie als integrierender α -Detektor eingesetzt ist. Die Detektorfolie ist in einen Halter eingespannt, mit dem sie zusammen bei weggeklapptem Meßkopfdeckel ausgewechselt werden kann. Bei diesen nicht direkt anzeigenden Geräten fällt die Detektorelektronik fort. Nach der Exposition wird die Folie entnommen und in Kalilauge geätzt. Dadurch werden Bahnspuren der absorbierten α -Teilchen sichtbar, die unter dem Mikroskop gezählt werden.

4. Bestimmung der Zählausbeute des Si-Detektors

Die Zählausbeute des Si-Halbleiterdetektors wird durch die Meßgeometrie und die eingestellte Diskriminatorschwelle bestimmt. Abb. 2 zeigt das von dem Detektor registrierte Impulshöhenspektrum bei einem mit Rn- und Tn- Zerfallsprodukten beladenen Filter und die daraus resultierende Energie-Eichkurve der Meßanordnung. Die α -Peaks des RaA ($E_\alpha = 6,00$ MeV) und RaC' ($E_\alpha = 7,68$ MeV) werden deutlich getrennt. Die Diskriminatorschwelle wurde auf das Minimum zwischen Rauschen und α -Peak eingestellt, so daß die α -Strahlung der Rn-Zerfallsprodukte vollständig erfaßt wird und der Einfluß der Selbstabsorption der α -Strahlung im Filter auf die Zählausbeute vernachlässigbar ist.

Die Zählausbeute bei dieser Diskriminatoreinstellung wurde mit Hilfe der Monte-Carlo-Methode für verschiedene Meßgeometrien berechnet und mit der gemessenen Zählausbeute eines geeichten ^{241}Am -Präparats verglichen. Innerhalb der Fehlergrenzen stimmen die berechneten und gemessenen Werte überein. Bei Vernachlässigung der Selbstabsorption im Filter ergibt sich bei der Meßgeometrie des Geräts eine Zählausbeute von $0,18 \pm 0,01$.

5. Meßempfindlichkeit und Nachweisgrenze für Rn-Zerfallsprodukte

Die Empfindlichkeit des Geräts wird gegeben durch das Verhältnis der gemessenen Impulszahl zur integralen Rn-Exposition des Meßgeräts während der Meßdauer.

Definitionsgemäß ist die integrale Rn-Exposition das Zeitintegral über die potentielle α -Energiekonzentration der Rn-Zerfallsprodukte in der Meßluft während der Meßdauer. Die potentielle α -Energie eines Atoms ist die gesamte α -Energie, die beim Zerfall des Atoms bis zum Ende (des kurzlebigen Teiles) der Zerfallsreihe frei wird. [2] Die gemessene Impulszahl ist innerhalb von $\pm 5\%$ direkt proportional der Rn-Exposition.

Bei den normalen Betriebswerten

$$\begin{aligned} f &\geq 0,99 && \text{(Filterfaktor)} \\ v &= 2,5 \pm 0,3 \text{ l/h} && \text{(Luftdurchsatz)} \\ \lambda_D &= 0,18 \pm 0,01 && \text{(Zählausbeute)} \end{aligned}$$

des Geräts ergibt sich bei einem Untersetzungsverhältnis 1 : 1 eine Empfindlichkeit:

$$\begin{aligned} S &= 0,061 \pm 0,011 && \text{Impulse pro MeV} \cdot \text{h/l} \\ &= 7900 \pm 1400 && \text{Impulse pro WL} \cdot \text{h} \\ & && \text{(WL = Workinglevel = Einheit d. potentiellen } \alpha\text{-Energiekonzentration} \\ & && \text{1 WL = } 1,3 \cdot 10^5 \text{ MeV/l)} \end{aligned}$$

Bezogen auf die Aktivitätskonzentration je Nuklid bei radioaktivem Gleichgewicht in Luft resultiert eine Empfindlichkeit von 79 ± 14 Impulsen pro pCi \cdot h/l. Mit Hilfe des eingebauten Impulsuntersetzers kann die Anzeigeempfindlichkeit stufenweise reduziert werden. Bei dem maximalen Untersetzungsverhältnis von 1 : 128 ergibt sich eine Empfindlichkeit von 62 Impulsen pro WL \cdot h; bei einer mittleren potentiellen Energiekonzentration von 1 WL ist dann eine Impulszahl von 10400 Impulsen pro Woche (= 168 h) zu erwarten.

Zusätzlich kann die Empfindlichkeit durch Veränderung des Tastverhältnisses der Pumpe (fraktioniertes Pumpen) reduziert werden. Das vierstellige Zählwerk ist daher auch für Langzeitmessungen in Luft hoher Konzentration (1 - 10 WL) ausreichend.

Unter Berücksichtigung des Nulleffekts von 5 Impulsen / h ergibt sich eine untere Nachweisgrenze von etwa 0,001 WL \cdot h. Bei der mittleren, potentiellen α -Energiekonzentration der Rn-Zerfallsprodukte in der bodennahen, atmosphärischen Luft von etwa 10^{-3} WL ergibt sich eine mittlere Zählrate von etwa 8 Impulsen / h zusätzlich zum Nulleffekt.

6. Probetrieb untertage

Im vergangenen Herbst (1971) wurden in einigen oberpfälzer Flußspatgruben Messungen gemacht, um die Geräte auszuprobieren. Seit dieser Zeit wird einer der Monitore vom Grubenpersonal betreut (ablesen, Filter wechseln und Batterien laden). Das Gerät arbeitet einwandfrei und lieferte bisher die in Abb. 3 dargestellten Ergebnisse.

In Abb. 3 ist die potentielle α -Energie über der Zeit aufgetragen. Abgelesen wurde immer an Werktagen zu Schichtbeginn (ca. 6 Uhr) und Schichtende (ca. 14 Uhr), wodurch sich der stufenförmige Kurvenverlauf ergibt.

Es fällt auf, daß der Aktivitätspegel im Herbst und Frühjahr höher ist und stärker schwankt als im Winter. Eine mögliche Erklärung dafür ist die Abhängigkeit vom Wetter übertage.

Fluß- und Feldspatgruben sind im wesentlichen natürlich bewettert. Das bedeutet, die Luftaustauschgeschwindigkeit hängt von der Temperaturdifferenz zwischen Gruben- und Außenluft und von den Windverhältnissen ab. Die Temperatur der Grubenluft beträgt 8-12°C und ihre Differenz zur Außenluft ist im Herbst und Frühling klein. Ist zusätzlich durch

ungünstigen Wind der Luftaustausch besonders schlecht, so treten hohe Aktivitäten auf. Die potentielle Energiekonzentration beträgt im Mittel etwa 1 WL. Sie ist damit dreimal so groß wie der höchste zugelassene Wert der ICRP - Empfehlung.

Literaturhinweise

[1] R. Reiter:

Geräte und Maßnahmen zum Schutz gegen Radon und seine Folgeprodukte in Grubenwettern. Nukleonik 9 (1967) 359-367.

R. Reiter, K. Pötzel:

Das Radioaktivitätsklima in Mineralgruben Ost-Bayerns.

Zschr. biol. Aerosolforsch. 13 (1966) 217-262.

[2] B. Haider, W. Jacobi:

Verfahren zur Radon-Überwachung im Bergbau. (Wird veröffentlicht als Forschungsbericht K (Kernforschung) des Bundesministeriums für Bildung und Wissenschaft.)

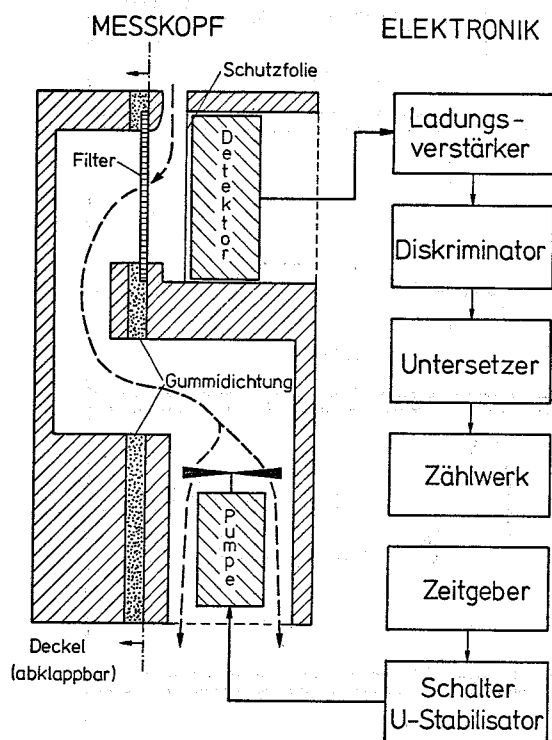


Abb. 1 Schematischer Querschnitt durch den Meßkopf und Blockschaltbild.

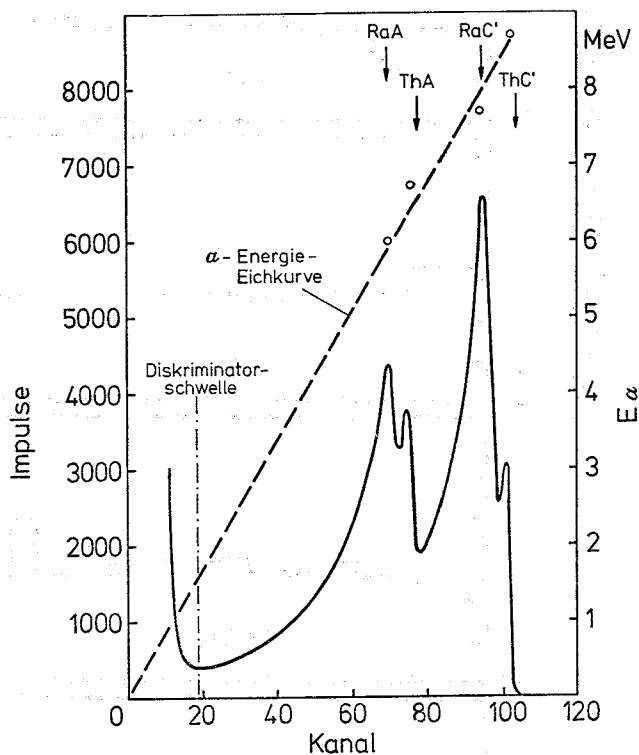


Abb. 2 Impulshöhenspektrum eines mit Rn- und Th-zerfallsprodukten beladenen Filters.

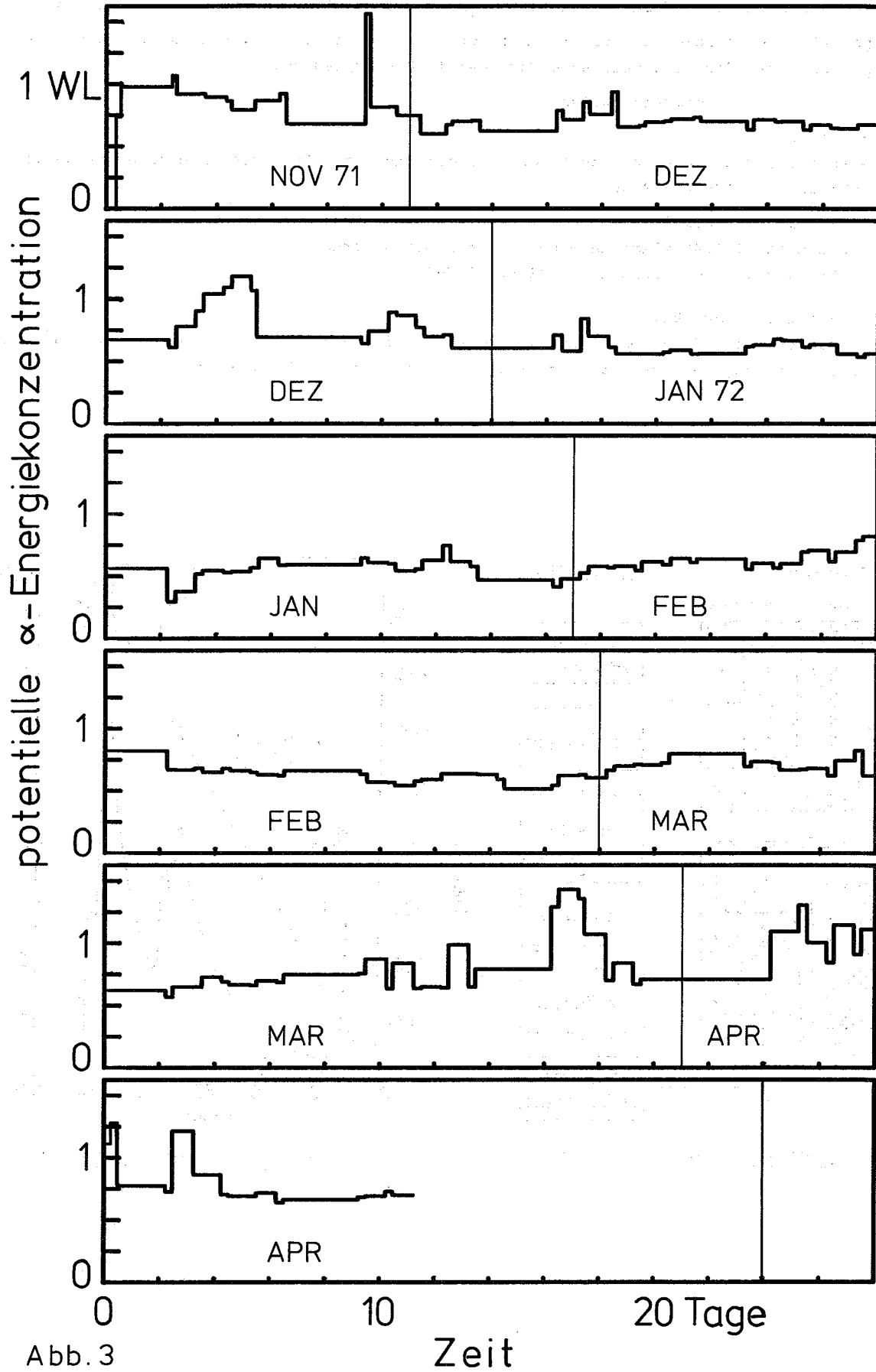


Abb. 3

DIE MESSUNG DES FLÄCHENDOSISPRODUKTES IN DER RÖNTGENDIAGNOSTIK

P. PYCHLAU

PHYSIKALISCH-TECHNISCHE WERKSTÄTTEN

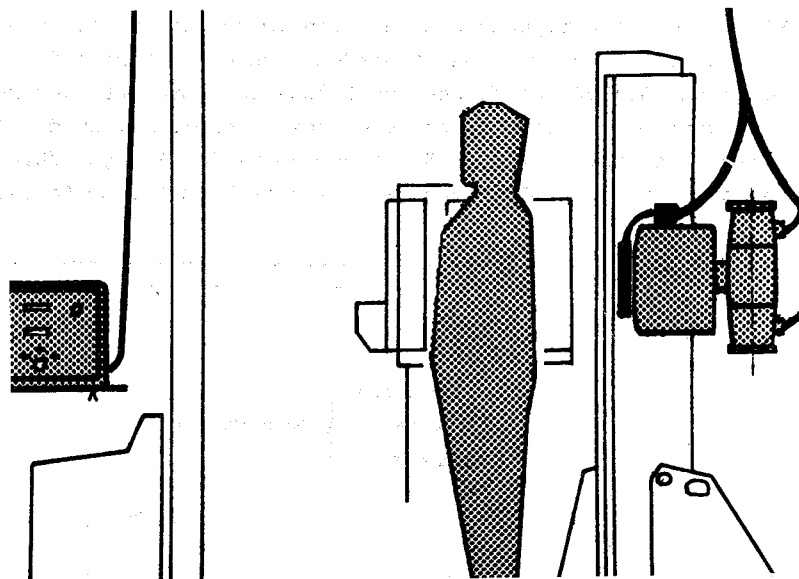
DR. PYCHLAU KG, FREIBURG I. BR.

Zusammenfassung

Der Vortrag beschreibt die Eigenarten der Meßtechnik in der Röntgendiagnostik und die sich daraus ergebenden Anforderungen an ein Meßgerät, das das Flächendosisprodukt in $R \times cm^2$ anzeigt. Weiterhin wird die Kalibrierung eines solchen Meßgerätes in den einzelnen Schritten beschrieben.

In der Röntgentherapie wird die Dosismessung schon seit Jahrzehnten betrieben. In der Röntgendiagnostik gibt es erst seit ungefähr 10 Jahren brauchbare Meßgeräte, die objektive Ergebnisse liefern, ohne den Klinikbetrieb zu stören. Offensichtlich ist lange Zeit nicht erkannt worden, welche Bedeutung es hat, auch in der Diagnostik Dosen zu messen. Erst in den Jahren von 1955 bis 1960 wurden breit angelegte Meßreihen in verschiedenen europäischen Ländern durchgeführt, die als Ergebnis zeigten, daß die Benutzung von Röntgenstrahlen in der Diagnostik den wesentlichen Anteil an ionisierender Strahlung ausmachen, den die Gesamtbevölkerung bekommt.

Bild 1

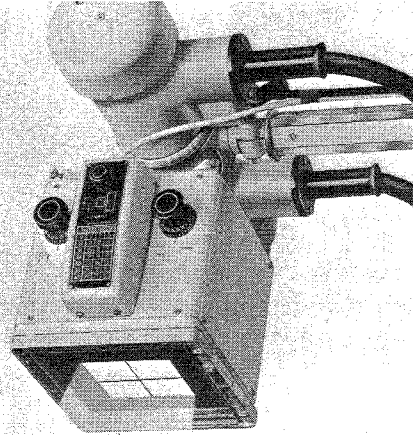


Das gab den Anstoß zur Entwicklung einfacher Meßgeräte. Ein Meßgerät dieser Art wird folgendermaßen installiert.

Von einem Anzeigegerät führt ein Kabel zu einer Parallelplattenionisationskammer mit einem Meßfeld von ca. 20 cm x 20 cm und einer Dicke von ungefähr 2 cm. Diese Kammer wird an die Austrittsseite des Lichtvisiers der Röntgenröhre montiert.

Bild 2 zeigt eine solche Kammer an einem Lichtvisier und den aus dem Lichtvisier heraus-tretenden Lichtstrahl, der den Röntgenstrahl simuliert, und mit dessen Hilfe man den Patienten ohne Strahlengefährdung zur Röntgenaufnahme einrichten kann.

Bild 2



Das Meßfeld von 20 cm x 20 cm ist an der Austrittsseite des Lichtvisiers stets größer als der Querschnitt des größtmöglichen Röntgenstrahls. Dadurch wird der in der Ionisationskammer erzeugte Strom nicht nur dosisleistungsabhängig, sondern auch abhängig von der Feldgröße. Das führt dazu, daß alle Größen, welche die Strahlenmenge beeinflussen, die der Patient bekommt, von diesem Meßgerät erfaßt werden. Die Röhrenspannung, der Röntgenröhrenstrom und die Filterung des Röntgennutzstrahls bestimmen die Dosisleistung, die Bestrahlungszeit, dann die Dosis, und wenn man außerdem noch die Fläche erfaßt, so erhält man aus all diesen Größen zum Schluß das sogenannte Flächendosisprodukt, gemessen in der Einheit $R \times \text{cm}^2$. Nun kann man einwenden, daß die Ionisationskammer an der Austrittsseite des Lichtvisiers sitzt, also ungefähr 30 - 50 cm vom Fokus der Röntgenröhre entfernt, wohingegen der Patient sich in 70 - 100 cm und teilweise auch in 200 cm Fokusabstand befindet.

Bild 3

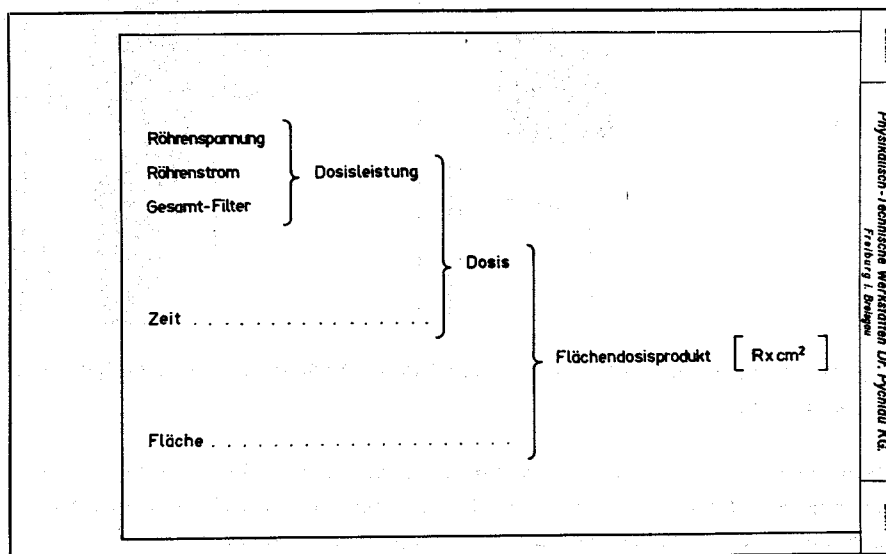
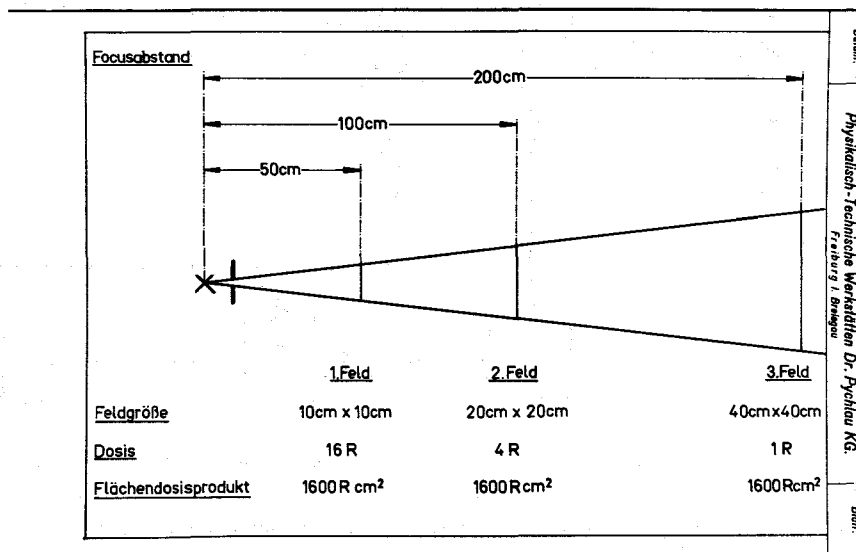


Bild 4 zeigt, daß eine Messung, die in irgendeinem Abstand vom Fokus gemacht wird, für alle anderen Abstände, die weiter vom Fokus entfernt sind als die Ionisationskammer, verbindlich ist, wenn man von der Luftabsorption absieht. Und das kann man einmal wegen der verwendeten Strahlenqualitäten und zum anderen wegen der geforderten Genauigkeit. Ich verweise hierzu auf die Norm DIN 6819.

Bild 4

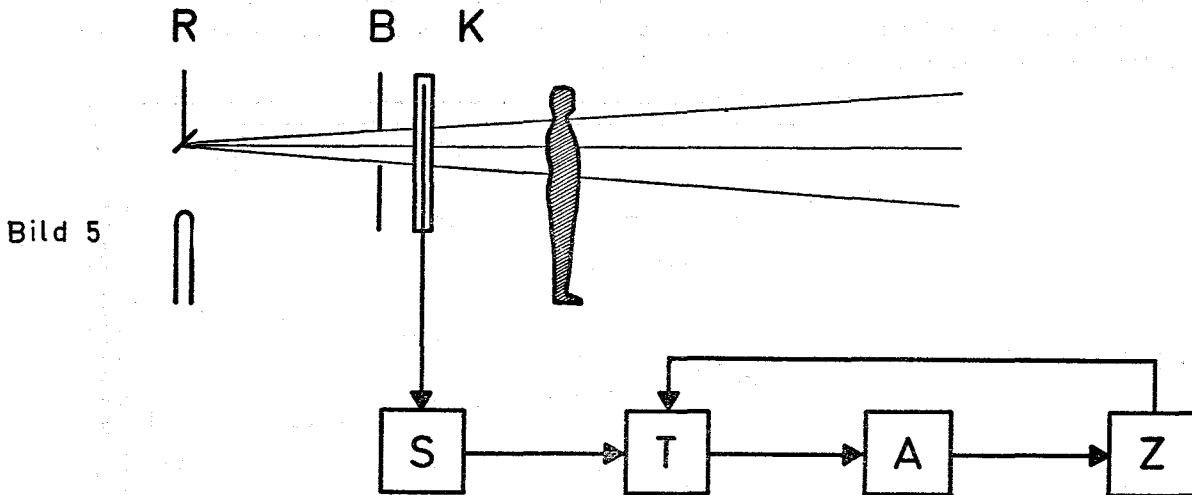


Wenn wir in Bild 4 ein Feld von 10 cm x 10 cm in 50 cm Fokusabstand annehmen und weiterhin voraussetzen, daß innerhalb einer bestimmten Zeit dort eine Dosis von 16 R gemessen wird, dann ergibt sich hieraus ein Flächendosisprodukt von 1600 R x cm². Die entsprechenden Zahlen in 100 und 200 cm Fokusabstand zeigen, daß das Flächendosisprodukt konstant bleibt, was auf den ersten Blick vielleicht verblüfft, im Grunde genommen aber selbstverständlich ist.

In der Röntgendiagnostik gibt es nun nicht nur die Untersuchungsart des Durchleuchtens, sondern, von der Meßtechnik her gesehen muß man sagen "leider", auch die Untersuchungsart der Röntgenaufnahme. Das hat zur Folge, daß ein solches Meßgerät nicht nur bei den relativ niedrigen Dosisleistungen von 1 - 10 R/min arbeiten muß, sondern auch sogenannte Aufnahme-"Schüsse" von 1000 - 10000 R/min verkraften soll. Selbstverständlich treten diese hohen Dosisleistungen nur während weniger msec auf. Es wird ja nur ungefähr 1 R an der Eintrittsseite des Patienten benötigt, um eine Aufnahme zu erhalten. Eine Schaltung, die in einfacher Weise mit derartigen Bestrahlungsbedingungen fertig wird und das Meßergebnis in digitaler Form anzeigt, zeigt Bild 5.

Vom Fokus "R" einer Röntgenröhre wird ein Nutzstrahl - begrenzt durch die Blende "B" - emittiert. Dieses Strahlenbündel durchdringt die Ionisationskammer "K" des Meßgerätes und dann den Patienten, um anschließend auf eine Filmkassette oder einen Betrachtungsschirm zu fallen. Die durch ionisierende Strahlung in der Kammer erzeugte Ladung fließt in den Speicher "S", hinter den ein Tor "T" geschaltet ist. Dieses Tor ist zu Beginn der Bestrahlung geöffnet, und es fließt eine bestimmte Ladungsmenge in den Verstärker "A". Wenn die Ladungsmenge einen bestimmten Wert erreicht hat, gibt der Verstärker einen Impuls an das Zählwerk "Z", das daraufhin das Tor schließt. Der Verstärker geht dann in seine Ausgangsposition zurück, das Tor wird wieder geöffnet, und der Meßvorgang wiederholt sich. Die Schaltung ist in der Lage, bis zu 10 derartige Meßvorgänge pro Sekunde auszuführen. Das hat zur Folge, daß während der Durchleuchtung mit niedriger Dosisleistung die Schaltung mühelos folgen kann und die Zählfrequenz des Zählwerks direkt proportional zu dem in der Ionisationskammer erzeugten Strom ist.

Bei kurzzeitigen Röntgenaufnahmen dauert es dagegen ein paar Sekunden, bis der Speicher "leergezählt" worden ist.

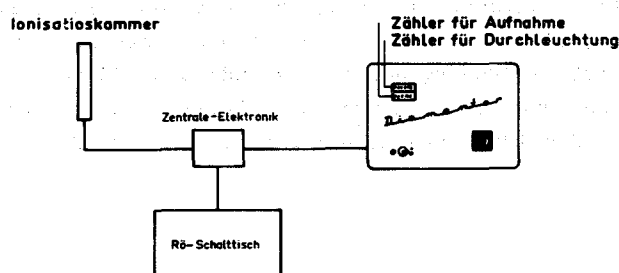


Ein solches Meßgerät ist nun in der Lage, viele Fragen objektiv zu beantworten, die mit dem Strahlenschutz in der Röntgendiagnostik zusammenhängen. Bei einer Magen-Darm-Passage wird z.B. in der Regel erst die Blende weit geöffnet, um sich einen Überblick zu verschaffen. Der elektro-mechanische Zähler des Anzeigergerätes wird jetzt sehr schnell laufen. Blendet der Untersucher nun eng auf den interessierenden Teil ein, so quittiert der Zähler dies sofort durch eine niedrigere Zählfrequenz. Die Praxis hat gezeigt, daß das Zählergeräusch auf den Untersucher einen starken kontrollierenden Einfluß ausübt.

Selbstverständlich wirkt es sich auf das Meßergebnis aus, wenn ein unnötig hoher Röhrenstrom verwendet wird, wozu derjenige Untersucher gerne neigt, der seine Augen nur schlecht an die Dunkelheit adaptiert hat. Bei komplizierten Untersuchungen können verschiedene Untersuchungstechniken hinsichtlich des notwendigen Flächendosisproduktes verglichen werden, ohne daß ein größerer personeller Aufwand nötig ist. Aus diesen wenigen Beispielen ist schon klar zu erkennen, daß diese Art Meßgerät auf alle Fälle dort eingesetzt werden sollte, wo Röntgenologen und Röntgenassistenten ausgebildet werden und dort wo wissenschaftlich gearbeitet wird und eventuell neue Untersuchungstechniken erarbeitet werden.

In diesem Zusammenhang möchte ich noch darauf hinweisen, daß es eine Ausführungsform des Gerätes gibt, die zwei Zähler hat. Von diesen Zählern zeigt der eine das Flächendosisprodukt an, das während der Röntgenaufnahmen aufgetreten ist, während der andere Zähler nur bei der Durchleuchtung registriert. Bei vielen Röntgenuntersuchungen werden während der Durchleuchtung Zielaufnahmen geschossen, und man erhält bei der Verwendung von zwei Zählern in einfacher Weise Auskunft darüber, woher der wesentliche Anteil am gesamten Flächendosisprodukt kommt (Bild 6).

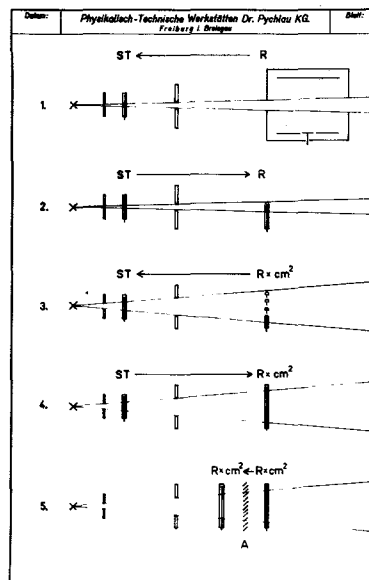
Bild 6



Zum Abschluß möchte ich noch ein paar Worte zur Kalibrierung eines solchen Meßgerätes sagen, da sie ein bißchen umständlicher ist, als man dies von den üblichen Röntgentherapie-Dosimetern oder Strahlenschutzmeßgeräten gewöhnt ist.

Bild 7 zeigt die fünf notwendigen Schritte. Bei Schritt 1 wird von einer Freiluftkammer die Dosis in R auf einen Monitor übertragen, so daß man nach Entfernen der Freiluftkammer weiß, welche Dosis in einem bestimmten Fokusabstand für eine bestimmte Spannung und Filterwahl auftritt, wenn der Monitor nur eine bestimmte Zahl von Skalenteilen anzeigt.

Bild 7



Bei Schritt 2 wird dieses Wissen angewendet, um eine Fingerhutkammer zu kalibrieren. An diesem Punkt wäre also die Kalibrierung eines Röntgentherapie-Dosimeters oder eines Strahlenschutzmeßgerätes beendet. Schritt 3 zeigt nun, wie die Fingerhutkammer durch das Feld in einer Ebene hindurch geführt wird, um die Gleichmäßigkeit der Dosisleistung innerhalb der Meßebebene zu kontrollieren. Schritt 4 zeigt, wie eine große Flachkammer, deren Meßebebene größer ist als das Nutzstrahlenbündel, in diese Ebene gebracht wird. Vom Monitor her ist die Dosis in Röntgen bekannt, und die Blende definiert das Feld, so daß die Flachkammer in $R \times \text{cm}^2$ kalibriert werden kann. Damit existiert jetzt eine Vergleichskammer, die unter Berücksichtigung der zugelassenen Genauigkeit mit der Freiluftkammer des 1. Schrittes verglichen werden kann. Schritt 5 zeigt nun den letzten Vorgang, bei dem eine zweite Flachkammer zwischen dem Fokus und der ersten placiert ist. Die Anzeige der zweiten Kammer wird nun mit der der ersten verglichen, was zur Folge hat, daß die zweite Kammer das Flächendosisprodukt anzeigt, das auf ihrer fokusabgewandten Seite herrscht, d.h. die durch sie selbst bewirkte Filterung und Schwächung des Nutzstrahls wird berücksichtigt. Weiterhin ist bei Schritt 5 noch ein Absorber schraffiert. Ein solcher Absorber existiert in der Praxis, z.B. bei der Verwendung einer Untertischröhre, wo sich zwischen dem Patienten und der Ionisationskammer die Tischfläche befindet. Berücksichtigt man einen solchen Absorber bei der Kalibrierung, dann zeigt die zweite Kammer das Flächendosisprodukt an, das auf der fokusabgewandten Seite des Absorbers existiert.

Zum Schluß möchte ich noch darauf hinweisen, daß eine Verringerung des Flächendosisproduktes aus Strahlenschutzgründen nicht nur für den Patienten, sondern auch für den untersuchenden Arzt und die evtl. anwesenden Assistenten interessant ist. Denn je kleiner das beim Patienten bestrahlte Volumen ist, umso kleiner ist auch die Quelle der Streustrahlung, die evtl. das ärztliche Personal trifft.

STRAHLENSCHUTZERFAHRUNGEN BEI DER BEHANDLUNG RADIOAKTIVER ABFÄLLE UND DER DEKONTAMINATION VON GERÄTEN UND ANLAGEN

L.A. KÖNIG

GESELLSCHAFT FÜR KERNFORSCHUNG MBH, KARLSRUHE
ABT. STRAHLENSCHUTZ UND SICHERHEIT

Zusammenfassung

Die Strahlenschutzüberwachung im Arbeitsbereich der Abteilung Dekontaminationsbetriebe ist zu einer Schwerpunktaufgabe des Strahlenschutzes im Kernforschungszentrum Karlsruhe geworden. Der mit der Zunahme des Aktivitätsdurchsatzes verbundene Anstieg der Strahlenbelastung der Mitarbeiter in die Nähe des nach der Strahlenschutzverordnung Zulässigen macht es notwendig, Gamma- und Betakomponente der Strahlendosis möglichst genau zu bestimmen. Zu diesem Zweck wurden die am meisten strahlenbelasteten Mitarbeiter mit vier Dosimetern (Film-, Glas- und Thermolumineszenzdosimeter sowie Taschenionisationskammer) ausgerüstet. Die hierbei gefundenen Meßwerte weisen eine erhebliche Streuung auf. Die zu erwartenden Betadosen werden durch Messungen mit Weichstrahlkammern oder gewebeäquivalenten Proportionalzählrohren sowie mit Paaren von Glas- und Thermolumineszenzdosimetern abgeschätzt. Um einen Ansatz für eine Senkung der Strahlenbelastung der Mitarbeiter zu finden, wird die Strahlenbelastung bei immer wiederkehrenden Arbeitsvorgängen analysiert.

Bei der Zwischenlagerung von Abfallfässern hat die an der Luft gestreute Strahlung eine sorgfältige Überwachung der unmittelbaren Umgebung notwendig gemacht.

Die Kontaminationsüberwachung spielt bei der Aufgabenstellung des Betriebes naturgemäß eine große Rolle: Nahezu die Hälfte der im Kernforschungszentrum gefundenen kontaminierten Wischtests sowie der festgestellten Fußbodenkontaminationen fallen in diesem Arbeitsbereich an.

Trotz des hohen Aktivitätsdurchsatzes sind nur drei größere Zwischenfälle zu berichten. Bei dem einen Fall handelt es sich um eine größere Raumkontamination als Folge eines Wasserschadens und im zweiten Fall um eine Kontamination des Fäkalwassernetzes, verbunden mit einer Kontamination der Kläranlage infolge einer unbeabsichtigten Einleitung von radioaktivem Wasser.

1. Einleitung

Die Behandlung radioaktiver Abfälle und die Bearbeitung der damit in Zusammenhang stehenden Fragen sowie die Dekontamination von Geräten und Anlagen ist im Kernforschungszentrum Karlsruhe Aufgabe der Abteilung Dekontaminationsbetriebe (ADB). Diese Abteilung ist gegliedert in eine Betriebsabteilung, eine Laborabteilung und eine Projektabteilung, wobei die Betriebsabteilung etwa drei Viertel der Mitarbeiter umfaßt [1]. Im Zusammenhang mit der Tätigkeit dieser Betriebsabteilung ergeben sich einige interessante Strahlenschutzprobleme, über die im folgenden berichtet werden soll.

2. Personendosisüberwachung

Die Problematik der Überwachung der Personendosen der Mitarbeiter der Betriebsgruppe wird in Tab. 1 verdeutlicht, in der die Jahresmittelwerte und -höchstwerte für die Jahre 1969 und 1971, aufgeschlüsselt nach Arbeitsbereichen, zusammengestellt sind. Für 1971 werden zusätzlich die als Ergebnis der Filmdosimetrie von der amtlichen Meßstelle mitgeteilten β -Dosisanteile angegeben. Bemerkenswert ist der Dosisanstieg in den Bereichen Lagerung und Transport radioaktiver Abfälle, Gerätedekontamination sowie Abwasserdekontamination. Dieser Zuwachs erklärt sich durch den Anstieg der Anforderungen, wie im einzelnen aus den Jahresberichten der Abteilung Dekontaminationsbetriebe zu ersehen ist [2 - 4].

Arbeitsbereich	Jahresdosis 1971 (1969) in rem		mittlerer β - Anteil 1971 in %
	Mittelwert	Höchstwert	
Lagerung und Transport radioaktiver Abfälle	3,0 (1,9)	4,7 (3,2)	3
Abwasser- dekontamination	4,0 (2,4)	6,1 (3,9)	0,7
Einengung fester radioaktiver Abfälle	1,0 (2,2)	1,2 (2,9)	9
Gerätedekontamination	2,8 (1,1)	2,4 (2,2)	41
Dekontaminationsein- satzgruppe und aktive Werkstatt	1,3 (1,5)	2,0 (2,7)	22

Tab. 1 Verteilung der Strahlenbelastung innerhalb der Betriebsgruppe der Abteilung Dekontaminationsbetriebe

Besonders bemerkenswert ist der Anstieg des Aktivitätsdurchsatzes im Bereich der Abwasserdekontamination im Zusammenhang mit der Inbetriebnahme der Wiederaufarbeitungsanlage. Damit verbunden war ein Anstieg der Dosisleistung an äußeren Gebäudewänden, der zeitweise die Errichtung von Absperrungen außerhalb von Gebäuden wegen Erreichen von Kontrollbereichsbedingungen notwendig machte. Durch einen weiteren Ausbau der Dekontaminationsbetriebe und insbesondere durch die Errichtung zusätzlicher Abschirmungen wird angestrebt, daß zukünftig außerhalb von Gebäuden eine Dosisleistung von 0,25 mR/h nicht mehr überschritten wird. Innerhalb von Gebäuden soll erreicht werden, daß ein arbeits-täglicher Strahlenbelastungsanteil, der vom Aufenthalt im Kontrollbereich herrührt und in dem der eigentliche Umgang mit radioaktiven Stoffen nicht berücksichtigt ist, auf höchstens 5 mR begrenzt wird.

Der Anstieg der in der Abwasserdekontamination verarbeiteten Aktivität wird durch die in Tab. 2 wiedergegebene Aktivitätsbilanz des Abwasserlabors der Abteilung Strahlen-

schutz und Sicherheit / Überwachung verdeutlicht [5, 6]. In dieser Tabelle sind die Angaben über die zugeführte Aktivität unvollständig. Während die abgeleitete Aktivität durch die Überwachung der Endbecken vollständig⁺ erfaßt wird, ist die Kontrolle der zugeführten Aktivität lückenhaft, da auch aktive Abwässer ohne Messung im Abwasserlabor in die Dekontaminationsbetriebe gelangen. (Diese Möglichkeit besteht vor allem bei höher aktiven Abwässern, wo von vornherein selbstverständlich ist, daß eine Freigabe nicht in Frage kommt.) Der erhebliche Anstieg der zugeführten β -Aktivität ist quantitativ durch die Wiederaufbereitungsanlage bedingt. Jedoch wäre auch ohne die Inbetriebnahme der Wiederaufbereitungsanlage ein Zuwachs der aus den übrigen Anlagen des Kernforschungszentrums zugeführten Aktivität eingetreten.

Der Anstieg der Strahlenbelastung im Bereich Lagerung und Transport radioaktiver Abfälle ist durch die abteilungsinterne Zusammenarbeit mit jenen in anderen Bereichen, z.B. der Abwasserdekontamination, verknüpft.

Tab. 1 zeigt, daß wegen der Höhe der Strahlenbelastung eine genaue Bestimmung der Personendosis notwendig ist, wobei insbesondere in den Bereichen Gerätedekontamination sowie Dekontaminations-Einsatzgruppe und aktive Werkstatt das Vorhandensein von β -Strahlung erschwerend wirkt.

	1970		1971	
	Aktivität in Ci zugeführt	abgeleitet	Aktivität in Ci zugeführt	abgeleitet
α	0,12	$2,3 \cdot 10^{-4}$	0,49	$4 \cdot 10^{-4}$
β	5,4	$4,2 \cdot 10^{-2}$	805	$6,0 \cdot 10^{-2}$
^3H	$6,0 \cdot 10^2$		$7,3 \cdot 10^2$	

Tab. 2 Aktivitätsbilanz nach den Unterlagen des Abwasserlabors [5, 6]

2.1 Vergleich der Überwachung mit verschiedenen Dosimetern

Um die Schwierigkeiten infolge der Abweichungen der mit Filmdosimetern von der amtlichen Meßstelle bestimmten Dosen von der Monatssumme der mit Taschenionisationskammern bestimmten Tagesdosen abzubauen, wurden die Glasdosimeter, die an alle Mitarbeiter des Kernforschungszentrums ausgegeben sind, monatlich ausgewertet. Außerdem wurden einige besonders strahlenbelastete Mitarbeiter zusätzlich noch mit Thermolumineszenzdosimetern ausgerüstet. Die Ergebnisse dieser vierfachen Überwachung sind in Tab. 3 zusammengestellt, in der die Quotienten der mit je zwei Dosimeterpaaren bestimmten Meßwerte statistisch ausgewertet sind. In einem Teil der Fälle wurde bei der Quotientenbildung auch der Kehrwert ermittelt. Dabei zeigen sich die zu erwartenden Unterschiede zwischen dem Kehrwert der Mittelwerte und dem Mittelwert der Kehrwerte. Die Auswertung erfolgte

⁺ Die Ableitung von Abwasser aus dem Kernforschungszentrum Karlsruhe erfolgt ausschließlich über die Kläranlage der Abteilung Dekontaminationsbetriebe.

dabei mit einer Intervallbreite von 0,1, wobei bei der Mittelwertbildung jeweils die linke Begrenzung der Intervalle benutzt wurde. (Bei Benutzung der rechten Intervallgrenze hätten sich um 0,1 höhere Werte ergeben.) Neben den Mittelwerten M sind in der Tabelle - wiederum bezogen auf den linken Eckpunkt - die häufigsten Werte, die Spannweite sowie die Intervallgrenzen X_1 und X_2 angegeben, die so definiert wurden, daß in den Intervallen (X_1, M) und (M, X_2) jeweils 35 % aller Werte liegen. Bei einer statistischen Auswertung dieser Art darf aus verschiedenen Gründen keine gute Übereinstimmung der Meßwerte erwartet werden: Die Dosimeter haben verschiedene physikalische Eigenschaften und werden überdies noch in Strahlenfeldern verschiedener Art bestrahlt, wobei auch noch die vorhandene β -Strahlung den Vergleich ungünstig beeinflusst. Schließlich kann man auch bei realistischer Betrachtungsweise die Möglichkeit nicht ausschließen, daß zusätzlich ausgegebene Dosimeter gelegentlich nicht getragen werden, da keine pausenlose Kontrolle der beteiligten Mitarbeiter, die außerdem wegen der bei der Arbeit eintretenden Kontaminationen häufig die Kleidung zu wechseln haben, möglich ist. Erwartungsgemäß fallen die mit Filmdosimetern bestimmten Dosiswerte sehr häufig größer aus als jene, die mit anderen Dosimetern gemessen worden sind. Wengleich im Mittel die Abweichungen von Filmdosimetermeßwerten und Taschenionisationskammermeßwerten sowie die Abweichungen zwischen Thermolumineszenzdosimetermeßwerten und Taschenionisationskammermeßwerten ca. 20 % betragen, ist das Ergebnis des Vergleichs der Dosimetermeßwerte unbefriedigend. Dies zeigen jene in der Tabelle angegebenen Größen, die die Streuung der Meßwerte anschaulich machen. Im übrigen zeigt die Tabelle auch, daß die Mittelwerte durch wenige Ausreißer entscheidend beeinflusst werden.

Verhältnis	Mittelwert M	Häufigster Wert	Spannweite		Intervall, in dem 70 % der Werte liegen ⁺		Prozentsatz im Intervall der größten Häufigkeit
			kleinst. Wert	größter Wert	X_1	X_2	
G/F	0,70	0,6	0,1	6,7	0,46	0,95	0,19
F/G	1,70	1,4	0,1	8,4	1,11	2,30	0,11
Tik/G	1,40	1,1	0,3	4,3	0,91	1,89	0,10
G/Tik	0,71	0,7	0,1	2,3	0,46	0,96	0,14
F/Tik	1,15	1,2	0,1	5,7	0,75	1,55	0,13
Tik/F	0,93	0,8	0,1	5,2	0,60	1,26	0,17
Th/Tik	1,19	0,9	0,5	9,6	0,77	1,61	0,18
Th/G	1,70	1,1	0,5	17,2	1,11	2,30	0,13
Th/F	1,30	0,7	0,4	11,0	0,85	1,76	0,24

⁺ Je 35 % oberhalb und unterhalb des Mittelwertes

Tab. 3 Vergleich der mit verschiedenen Dosimetern bestimmten Personendosen (G = Glasdosimetermeßwert, F = Filmdosimetermeßwert, Th = Thermolumineszenzdosimetermeßwert, Tik = Taschenionisationskammermeßwert)

2.2 Messung von Betastrahlung

Besondere Aufmerksamkeit erforderte die Messung der β -Strahlung. Dieses Problem wird inzwischen soweit beherrscht, daß unliebsame Überraschungen in den Dosismitteilungen der amtlichen Meßstelle vermieden werden.

In allen Fällen, wo mit offener Radioaktivität umgegangen wird, erfolgen Dosisleistungs-

messungen mit Weichstrahlkammern oder gewebeäquivalenten Proportionalzählrohren. In kritischen Fällen wird, sofern es die Zeit zuläßt, zusätzlich ein Thermolumineszenzdosimeter und ein Glasdosimeter eine vorgesehene Zeit am vorgesehenen Arbeitsplatz exponiert und die Dosis bestimmt. In Fällen, wo kein geeignetes Meßgerät zur Verfügung steht und schnell gehandelt werden muß, wird der γ -Dosiswert gemessen und mit einem Sicherheitsfaktor 10 multipliziert. Dies ist jedoch nur dann möglich, wenn der hierbei festgestellte Wert noch in erträglicher Höhe liegt. Im anderen Fall wird darauf bestanden, daß vom Betrieb her für eine sorgfältige Messung ausreichend viel Zeit eingeräumt wird.

2.3 Analyse der verschiedenen Dosisbeiträge

Im Rahmen der Personendosisüberwachung der Mitarbeiter wird versucht, die Einzelbeiträge der verschiedenen Arbeitsvorgänge zur Dosis festzustellen. Eine solche Analyse ist vor allem bei den immer wieder vorkommenden Arbeiten nützlich.

Bei der Abwasserdekontamination entsteht beim Anfahren des Verdampfers, bei Arbeiten in der Verdampferkabine und im Maschinenraum eine mittlere Strahlenbelastung von je 20 mrem pro Mann. Der größte Wert, der bisher registriert wurde, betrug 65 mrem. Die Übernahme von schwachaktiven Wässern aus dem 10 m³-Tankwagen, der häufig eine Oberflächendosisleistung von 200 mR/h erreicht, ist ebenfalls sehr häufig mit Strahlenbelastungen von ca. 20 mrem pro Mann verbunden. Bei der Probenahme von Konzentrat im Maschinenraum wurden Einzeldosen bis zu 50 mrem beobachtet. Eine erhebliche Strahlenbelastung fällt beim Fixieren von Verdampferkonzentrat durch Betonieren, anschließendes Verschließen und Abstellen der Fässer an. Nach den vorliegenden Erfahrungen kostet die Herstellung eines Fasses mit 200 mR/h Dosisleistung an der Oberfläche Dosen zwischen 12 und 26 mrem mit einem Mittelwert von ca. 20 mrem. Dabei enthält ein 200 l-Faß ca. 200 kg Zement, vermischt mit 100 l Verdampferkonzentrat von 20 Gewichtsprozent Feststoffgehalt. In einem solchen Faß sind also ca. 20 kg radioaktiv kontaminierte Salzurückstände verfestigt.

Bei homogenem Einbetten der Verdampferrückstände in Bitumen können 160 kg Salze mit 140 kg Bitumen zu ca. 200 l Bitumenprodukt verarbeitet werden. Strahlenschutzerfahrungen mit diesem Verfahren liegen zur Zeit noch nicht vor. Da jedoch in Bitumen erheblich höhere Aktivitäten fixiert werden können als in Zement, sind vom Strahlenschutz her bei der Herstellung und der Handhabung solcher Fässer besondere Abschirmungen notwendig.

Einen merklichen Beitrag zur Strahlenbelastung der Mitarbeiter liefert auch die Handhabung der Abfallfässer. Strahlenbelastungen in der Größenordnung 20 mrem/d sind hierbei nicht ungewöhnlich.

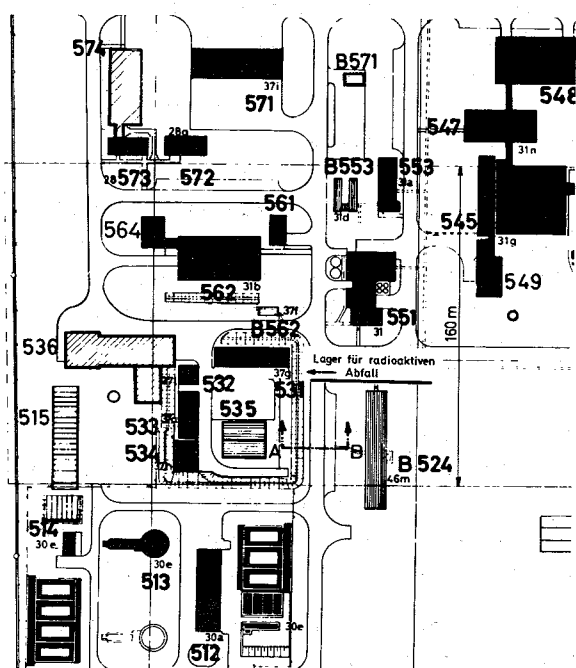
Ähnliche Zahlenangaben sind für die Dekontamination von Geräten und Anlagen nicht möglich, da hierbei immer neue Aufgaben gestellt werden. Es wird jedoch gelegentlich der Dosisleistungsbereich erreicht, in dem Arbeiten sorgfältig geplant und die Arbeitszeiten begrenzt werden müssen.

3. Ortsdosisleistung außerhalb des radioaktiven Abfallagers

Die bei der Behandlung der radioaktiven Abfälle anfallenden Fässer mit schwachaktiven Rückständen werden bis zum Abtransport in das Endlager in einer leichten Lagerhalle von 1500 m² Fläche gestapelt. Für die Zwischenlagerung der mittelaktiven Rückstände stehen betonabgeschirmte Lager zur Verfügung, die über abgeschirmte Gabelstapler bzw. fernbediente Krananlagen beschickt werden können. Bei Bedarf können die Lager auch als Puffer

für die noch nicht aufbereiteten Abfälle benutzt werden. Das Abfallager ist durch einen 3,50 m hohen Erdwall gegen die Umgebung abgeschirmt. Trotz dieser Abschirmung ist mit der Zunahme der gelagerten Aktivität der Strahlenpegel außerhalb des Erdwalls angestiegen, so daß eine nähere Untersuchung des Problems notwendig war.

Abb. 1 zeigt einen Ausschnitt aus dem Generalbebauungsplan des Kernforschungszentrums. In die Abbildung ist ein Schnitt durch die Baracke B 524 senkrecht zum Wall des Abfalllagers eingezeichnet, auf den die Abbildungen 2 und 3 bezogen sind. Abb. 2 zeigt die Meßergebnisse, die auf diesem Schnitt in 20 cm und in 1 m Höhe über dem Boden gemessen worden sind. Gemessen wurde sowohl die Dosisleistung am Erdwall innerhalb des Lagers und entlang des Querschnitts zwischen Erdwall und Baracke als auch die Richtungsabhängigkeit der Strahlung. Man erkennt sofort, daß die Dosisleistung außerhalb des Walles höher ist als nach der Walldicke und der Dosisleistung innerhalb des Walles zu erwarten wäre. An dem Tag, an dem die hier wiedergegebene Messung durchgeführt wurde, betrug die Dosisleistung unmittelbar am Wall 0,2 mR/h, während sie an der 30 m entfernten Baracke noch ca. 0,15 mR/h betrug. Diese Werte sind immerhin vergleichbar mit der Dosisleistung in der Reaktorhalle des FR 2 und können daher nicht als Dauerzustand akzeptiert werden.



Um nun die Einfallsrichtung der Strahlung vor der Baracke B 524 zu bestimmen, wurde ein mit einem Schlitz (8 mm breit) versehener Bleizylinder (5 mm Wandstärke) über die Sonde eines Dosisleistungsmeßgerätes gestülpt und sowohl die vertikale als auch die horizontale Richtungsabhängigkeit bestimmt. Interessant ist insbesondere die vertikale Richtungsabhängigkeit, die in Abb. 3 wiedergegeben ist. Abb. 3 zeigt, daß der Hauptanteil der Strahlung unter einem Höhenwinkel von ca. 48° eingestrahlt wird. Bei der gemessenen Dosisleistung handelt es sich daher um jene der an der Luft gestreuten Strahlung. (Das Meßgerät befand sich bei der Messung auf der in Abb. 2 eingezeichneten Müllbox.)

Abb. 1 Lage des Abfalllagers im Kernforschungszentrum Karlsruhe

Das Meßergebnis ist aufgrund der gegebenen geometrischen Verhältnisse plausibel, da die Ausdehnung des Lagers sehr groß gegen die Wallhöhe ist. Da der Effekt bei der ursprünglichen Konzeption des Lagers in dieser Höhe nicht erwartet wurde, erscheint diese Erfahrung mitteilenswert.

Die Lagerung der mittelaktiven Abfälle in abgeschirmten Lagern hat sich als unproblematisch erwiesen, da die Abschirmung den Erfordernissen genügt.

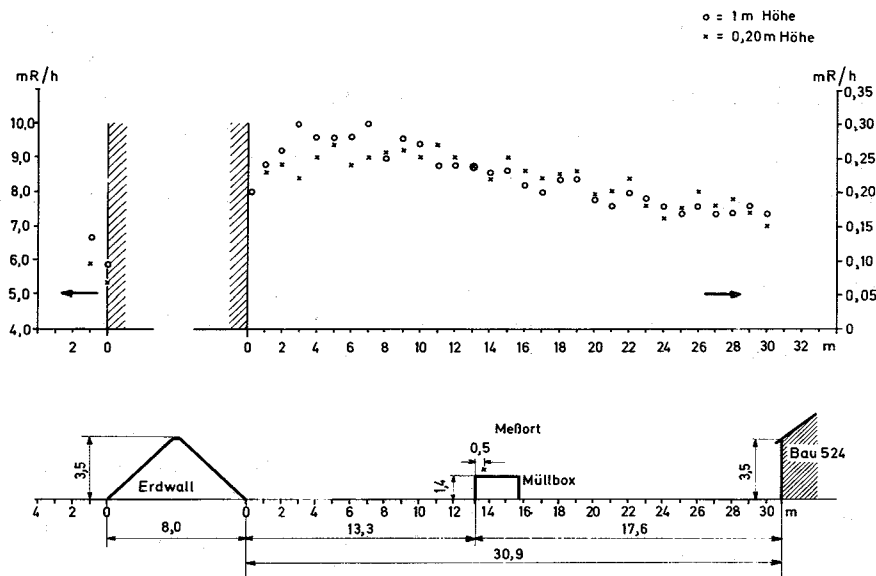


Abb. 2 Dosisverteilung senkrecht zum Erdwall des Abfallagers.
Aufriß des Schnittes AB in Abb. 1

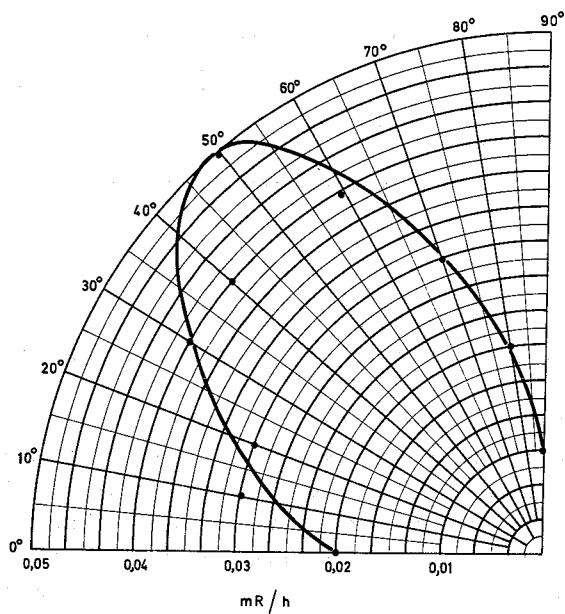


Abb. 3 Richtungsabhängigkeit der Strahlung in einer vertikalen Ebene

4. Kontaminationsüberwachung

Entsprechend der Aufgabenstellung des Betriebs entfällt ein erheblicher Teil der Arbeit des Strahlenschutzes auf die Kontaminationsüberwachung. Tab. 4 gibt eine Übersicht über den Arbeitsaufwand und die Resultate der Kontaminationsüberwachung für das Jahr 1971. Bemerkenswert ist der hohe Prozentsatz der Wischtests, auf denen Kontaminationen nachzuweisen sind. Dieser Prozentsatz liegt wesentlich höher als im übrigen Kernforschungszentrum. Nicht erkennbar aus der Tabelle ist der Aufwand für Direktmessungen von Kontaminationen sowie der Aufwand für die kontinuierliche Überwachung der Raumluft in jenen Räumen, in denen die Wahrscheinlichkeit einer Kontamination besonders groß ist.

Da in den erfaßten Zeitraum die Inbetriebnahme neuer Anlagen fällt, und dadurch ein steiler Anstieg des Aufgabenumfanges eingetreten ist, ist für die Zukunft ein Anstieg des jährlichen Aufwandes für die Überwachung zu erwarten.

		KFZK	Prozentualer Anteil der ADB
Wischtests	insges.	456 000	19,4
	> 2 NE	65 400	47,4
Luftstaubmessungen		17 700	5,6
Kontaminationen	Räume (einschl. Gegenstände)	144	4,2
	Fußboden (ausschließlich)	1 100	46,2
	Sachen	1 800	13,4
	Atemluft	134	14,2

Tab. 4 Arbeitsaufwand und Resultate der Kontaminationsüberwachung 1971

5. Zwischenfälle

Trotz des hohen Aktivitätsdurchsatzes sind nur drei größere Zwischenfälle zu berichten.

1. Kontaminationszwischenfall 1969

Bei dem Zwischenfall handelt es sich um einen Wasserschaden, der durch Abgehen eines Schlauches in einem Handschuhkasten entstand. Hierbei wurden ca. 6 m^3 α -kontaminiertes Wasser (Aktivitätskonzentration in der Größenordnung 10^{-1} Ci/m^3 ; Aktivitätsverhältnis $^{241}\text{Am} / ^{239}\text{Pu}$ etwa 10:1) über eine Laborfläche von ca. 800 m^2 verbreitet. Eine geringe Flüssigkeitsmenge gelangte ins Freie. Die im Zusammenhang mit diesem Zwischenfall durchgeführte Kontaminationsüberwachung der Regenwasserkanalisation, der betroffenen Oberfläche und der Raumluft war nicht auf den zur Bekämpfung des Zwischenfalls notwendigen Aufwand beschränkt, sondern es wurden vielmehr sehr viele zusätzliche Messungen durchgeführt, über die in [7] berichtet wird.

2. Aktivität im Fäkalwassernetz

In der 11. Woche 1972 gelangte durch eine zwischen einem Abwassersammelbehälter und der Fäkalabwasserleitung in der Wiederaufbereitungsanlage bestehende Rohrverbindung Aktivität ins Fäkalwassernetz. Es handelte sich dabei um schätzungsweise 130 mCi Spaltprodukte, mit denen die Fäkalwasserleitung zur Kläranlage und die Kläranlage selbst kontaminiert wurden. Der Zwischenfall führte zu keiner unkontrollierten Freisetzung von Aktivität über das Abwasser des Kernforschungszentrums Karlsruhe, da die Endbecken nur durch Pumpen entleert werden können. Für den Betrieb ergaben sich erhebliche Probleme durch die Kontamination als solche und die für die Analysen benötigten Wartezeiten. Da die ^{90}Sr -Konzentration in sehr vielen Fällen dicht bei der maximal zulässigen Konzentration der 1. SSV0 lag, waren sorgfältige Strontiummessungen erforderlich. Als besonders unangenehm erwies sich dabei, daß das Verhältnis von ^{90}Sr zu den übrigen Spaltprodukten nicht konstant war, so daß keineswegs Rückschlüsse von der Brutto- β -Konzentration auf den Strontiumgehalt möglich waren (Bestrahlungszeit des Brennstoffs und Abklingzeit ca. 560 Tage).

3. Kontamination der Regenwasserkanalisation

Bei einem Pumpenschaden gelangten Spaltprodukte in die Regenwasserkanalisation und von dort ein Teil in den Hirschgraben. Während in der Kanalisation eine Kontamination zurückblieb, die zu einer Dosisleistung bis zu 2 mR/h (Impulsrate bei Direktmessung mit Kontaminationsmonitor größer als 10^5 ipm) führte, wurden im Hirschgraben die MZK-Werte der ersten Strahlenschutzverordnung nicht überschritten. Insgesamt ist Aktivität in der Größenordnung 10 mCi in den Hirschgraben gelangt.

Die Untersuchung des Zwischenfalles ist zum Zeitpunkt der Niederschrift dieses Manuskriptes noch nicht völlig abgeschlossen.

6. Schlußbemerkungen

Die Strahlenschutzüberwachung im Bereich der Abteilung Dekontaminationsbetriebe hat sich als eine überaus lehrreiche Aufgabe erwiesen. Unlösbare Probleme sind bisher nicht aufgetreten und werden auch für die Zukunft nicht erwartet.

An den hier mitgeteilten Ergebnissen haben zahlreiche Mitarbeiter der Abteilung Strahlenschutz und Sicherheit / Überwachung Anteil, denen ich meinen Dank für ihren Einsatz ausspreche.

Literatur

- [1] W. Bähr, W. Diefenbacher, W. Hild, H. Krause: Überblick über die Betriebsanlagen und Entwicklungsarbeiten zur Behandlung und Beseitigung radioaktiver Abfälle im Kernforschungszentrum Karlsruhe, KFK 1455 (1971)
- [2] H. Krause et al.: Jahresbericht 1967 der ASD-Dekontamination, KFK 888 (1968)
- [3] H. Krause et al.: Jahresbericht 1968 der Abteilung Dekontaminationsbetriebe, KFK 1030 (1970)
- [4] H. Krause et al.: Jahresbericht 1969 der Abteilung Dekontaminationsbetriebe, KFK 1346 (1971)
- [5] M. Winter: Beitrag zum Jahresbericht 1970 der Abteilung Strahlenschutz und Sicherheit (Herausg. H. Kiefer und W. Koelzer), KFK 1365 (1971)
- [6] M. Winter: Beitrag zum Jahresbericht 1971 der Abteilung Strahlenschutz und Sicherheit (Herausg. H. Kiefer und W. Koelzer), KFK 1565 (1972)
- [7] L.A. König: Experience in Radiation Protection Gained in a Major Contamination Incident, 2nd IRPA-Congr., Paper 239, Brighton, May 1970

DIE PNEUMATISCHE ISOTOPEN-BESTRAHLUNGSANLAGE DES BUNDESAMTES FÜR ZIVILEN BEVÖLKERUNGSSCHUTZ

H.-J. HARDT

BUNDESAMT FÜR ZIVILEN BEVÖLKERUNGSSCHUTZ,
BONN-BAD GODESBERG

Zusammenfassung

Im Bundesamt für zivilen Bevölkerungsschutz (BzB) wird für Bestrahlungsversuche und Geräteprüfung eine Bestrahlungsanlage verwendet, in der 8 verschiedene Strahler Caesium 137 und Kobalt 60 mittels Druckluft aus dem Lagerbunker in Bestrahlungsposition gefahren werden können. Die stärksten Präparate haben Aktivitäten von 100 Ci ^{137}Cs bzw. 5 Ci ^{60}Co . Die Aktivitäten der übrigen Präparate sind so abgestuft, daß durch Änderung des Bestrahlungsabstandes der gesamte mögliche Dosisleistungsbereich lückenlos durchfahren werden kann.

Die Betätigung der Anlage ist weitgehend automatisiert; Präparateauswahl und Entfernungsregelung erfolgen von einem Schaltpult hinter einer Strahlenschutzwand, von wo aus auch die Beobachtung des Versuchs über Fernsehen möglich ist.

Die Strahlenschutzmaßnahmen sind so ausgelegt, daß der Kontrollbereich auf das Bestrahlungslabor beschränkt ist und die umliegenden Räume auch nicht in den Überwachungsbereich fallen. Durch automatische Türverriegelungen ist sichergestellt, daß der Versuchsraum nicht betreten werden kann, wenn gefährliche Dosisleistungen vorliegen, andererseits die Anlage bei geöffneter Tür nicht betätigt werden kann.

Die Anlage wird für energieabhängige Versuche durch eine ebenfalls weitgehend automatisierte Röntgenbestrahlungsanlage ergänzt.

1. Zweck der Bestrahlungsanlage

Das Bundesamt für zivilen Bevölkerungsschutz ist nach dem Errichtungsgesetz u.a. für Geräte und Ausrüstung zum Schutz der Zivilbevölkerung gegen Kriegseinwirkungen zuständig. Hierzu gehören auch Strahlungsmeßgeräte und Geräte zur Messung der Kontamination im Falle von Kernwaffeneinwirkungen. Mit der Prüfung derartiger Geräte ist das Referat "Schutz gegen A-Waffen..." beauftragt und zu diesem Zweck mit einem Bestrahlungslaboratorium ausgerüstet worden.

Seitdem im Jahre 1958 die ersten Strahler angeschafft wurden, ist die Bestrahlungsanlage aus einer einfachen Vorrichtung zum wahlweisen Ausfahren zweier Präparate aus einem Bleibehälter ständig weiterentwickelt worden. Heute stellt sie sich nach mehrfachem Umbau und vielen Verbesserungen in einer Form dar, die den wechselnden Anforderungen optimal entspricht und ein Höchstmaß an Sicherheit und Strahlenschutz bei der Bedienung und bei der Überprüfung und ggf. dem Auswechseln der Präparate bietet.

Ein kurzer Bericht über unsere Erfahrungen dürfte auch andere Anwender von Strahlern zu Versuchszwecken interessieren.

2. Aufbau der Bestrahlungsanlage

In der Abbildung 1 ist die Anordnung der Bestrahlungsanlage im Laboratorium skizziert. Der Behälter mit den radioaktiven Präparaten (R) befindet sich im Keller in einem

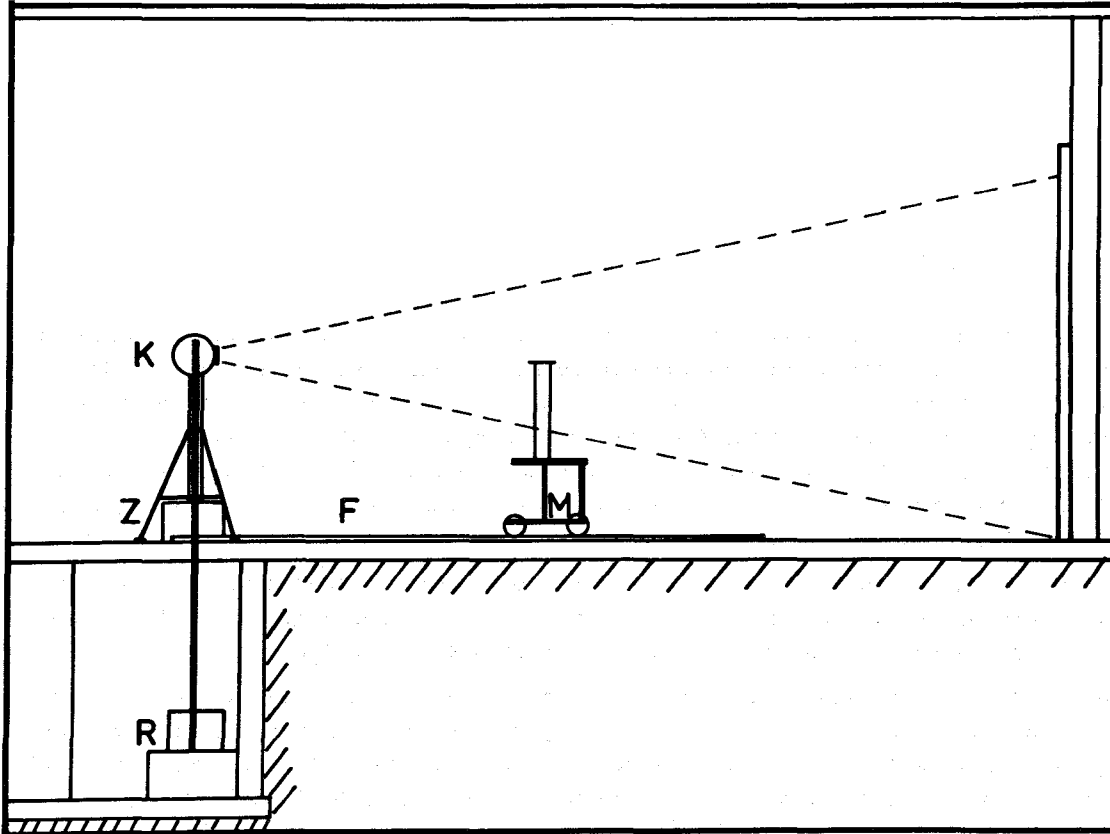


Abb. 1 : Anordnung der Bestrahlungsanlage im Labor.

durch 2 Stahltüren mit Sicherheitsschlössern abgeschlossenen Raum. Die Präparate können durch eine Plexiglasleitung in eine Zwischenstation (Z) gebracht werden, die, vollkommen mit Bleiziegeln abgeschirmt, für Vergleichsbestrahlungen mit hohen Dosen dient, oder in die Kopfstation (K), deren Ausstrahlungsöffnung in Richtung der Fahrtschiene (F) eine Bestrahlung der auf dem Fahrtisch (M) angebrachten Geräte erlaubt.

3. Pneumatik

Die Beförderung der Präparate geschieht durch Druckluft aus einem Drehschiebergebläse, dem zur Dämpfung der Druckspitzen ein Windkessel aus PVC-Rohr nachgeschaltet ist. Die Luft wird über ein Filter angesaugt, zwischen Gebläse und Windkessel befindet sich ein zweites Filter zum Abfangen des Schieberabriebs, das letzte und wichtigste Filter sichert die Ausblasöffnung der Anlage. Alle Filter werden regelmäßig ausgewechselt, bei normalem Betrieb monatlich, und werden auf Radioaktivität überprüft.

Auf diese Weise konnte ein Defekt eines ^{137}Cs -Präparates frühzeitig festgestellt und das Präparat ausgewechselt werden. Wischproben innerhalb der Anlage ergaben, daß außer an dem defekten Präparat selbst und im Filter keine Aktivität meßbar war.

Durch die Konstruktion der Anlage ist gewährleistet, daß die mechanische Beanspruchung der Präparateumhüllungen so minimal ist, daß eine Beschädigung infolge des Betriebs der Anlage ausgeschlossen erscheint.

Jedes Präparat ist in eine Laufhülse (Abb.2) gefaßt, die die Führung in den Rohren der Anlage übernimmt, und deren Gewicht durch Material und Abmessung so abgestimmt wird,

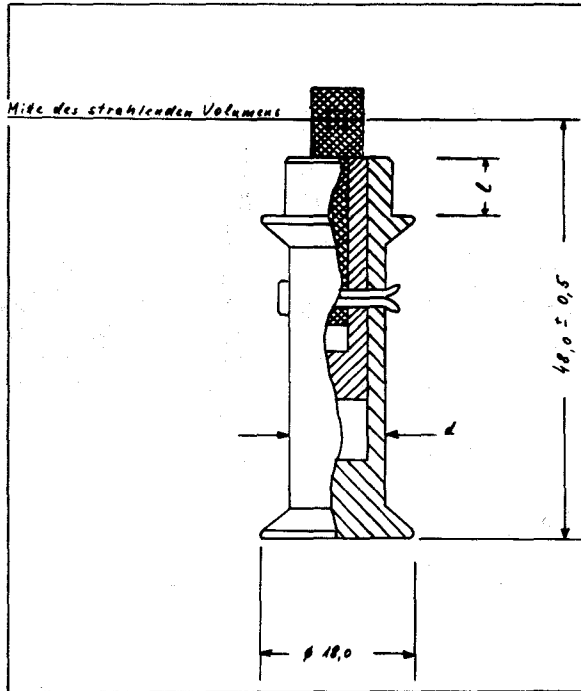


Abb. 2 :
 Laufhülse mit radioaktivem
 Präparat.
 (l und d zur Anpassung
 variabel)

daß die Geschwindigkeiten der verschiedenen Präparate unter gleichen Bedingungen gleich sind.

Durch eine Drossel vor der Ansaugöffnung der Pumpe wird die Geschwindigkeit so eingeregelt, daß ein sicherer Betrieb gewährleistet ist, d.h. die Bewegung muß so schnell sein, daß ein Hängenbleiben außerhalb der Stationen vermieden wird, andererseits so langsam, daß kein Präparat an ein Rohrende anstoßen kann.

Zur Vermeidung von Stößen sind die Rohre über die Stationen weitergeführt (Abb. 3). Die Blasluft wird vor den Stationen abgeleitet, so daß der Schub in den aus Gründen der Zentrierung knapp ausgeführten Präparatepassungen hinreichend gering ist. Durch einen elektronischen Kontakt wird das Gebläse abgeschaltet, wenn das Präparat die eingestellte Station erreicht, so daß sich dieses bei auslaufender Maschine weich auf den inzwischen eingeschobenen Haltestift setzt.

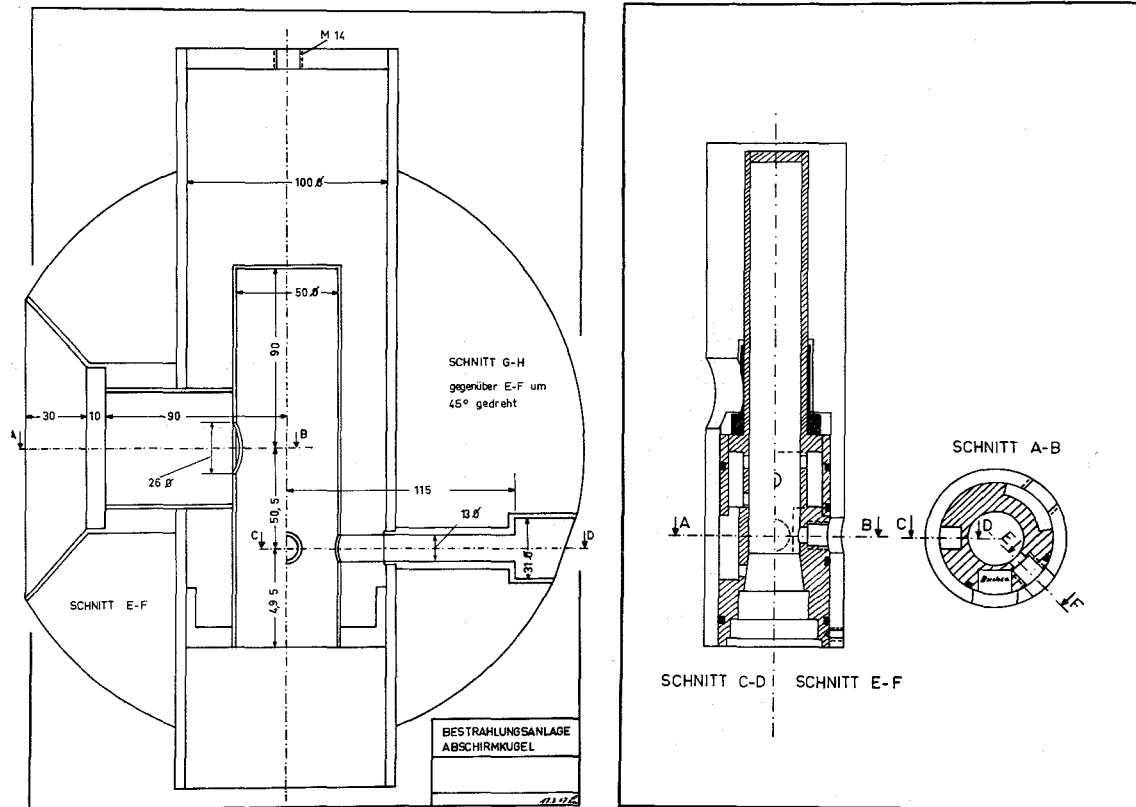


Abb. 3a u. 3b : Abschirmkugel und Führungsrohr der Kopfstation

Zum Ablassen des Präparates wird das Gebläse kurzzeitig mit verminderter Leistung eingeschaltet, so daß die Abwärtsbewegung ebenfalls langsam erfolgt und das Präparat weich auf seinen Sitz im Revolver aufsetzt.

4. Präparatewechsel

Im Revolver des Aufbewahrungsbehälters (Abb. 4) sind 8 Präparate eingelagert, 4 ^{137}Cs -Präparate von 5 mCi bis 100 Ci und 4 ^{60}Co -Präparate von 2 mCi bis 5 Ci Nennaktivität bei Anschaffung. Die gemessene Aktivität der Einzelpräparate und die Dosisleistung in 1 m Abstand sind in Tabelle 1 angegeben.

Nr.	Nuklid	Aktivität ⁺⁾	Dosisleistung ⁺⁺⁾
1	^{137}Cs	70,8 Ci	24,5 R/h
2	"	1,5 Ci	520 mR/h
3	"	168 mCi	58 mR/h
4	"	7,87 mCi	2,72 mR/h
5	^{60}Co	5,4 Ci	6,97 R/h
6	"	492 mCi	634 mR/h
7	"	121 mCi	156 mR/h
8	"	2,08 mCi	2,68 mR/h

⁺⁾ nach Neukalibrierung bezogen auf den 1.1.70
⁺⁺⁾ in 1 m Bestrahlungsabstand

Tab. 1 : In der Bestrahlungsanlage verwendete Strahler

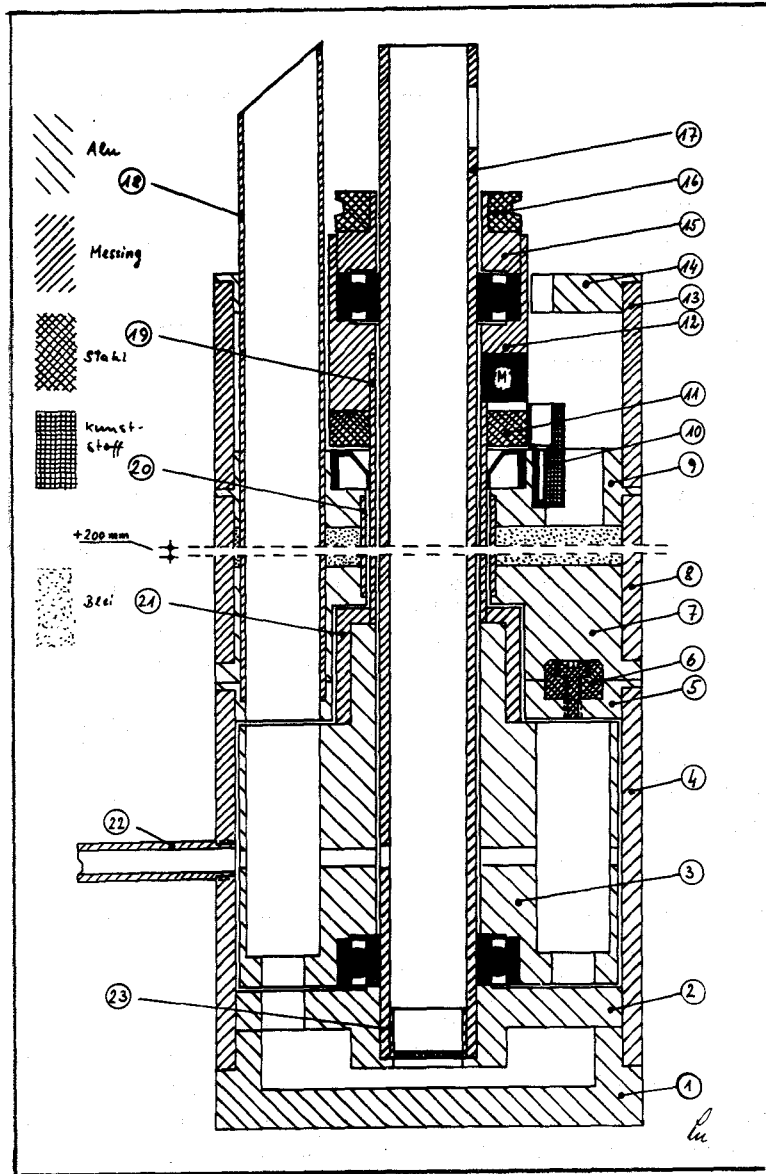


Abb. 4 : Aufbewahrungsbehälter mit Revolver für radioaktive Präparate.

Die Betätigung des Revolvers erfolgt durch einen außerhalb des Behälters angebrachten Motor, so daß im Falle einer Störung der Antrieb ohne Strahlengefährdung zugänglich ist. Ebenso wird der Sitz der Präparate im Revolver durch eine von außen angesetzte Lichtschranke kontrolliert.

Im Strahlungsbereich sitzt lediglich ein groß dimensioniertes Kugellager, von dem nur eine sehr geringe Störanfälligkeit erwartet wird.

5. Funktion und Sicherung der Anlage

Die Funktionsgruppen der Anlage sind in dem Blockschema Abbildung 5 zusammengestellt.

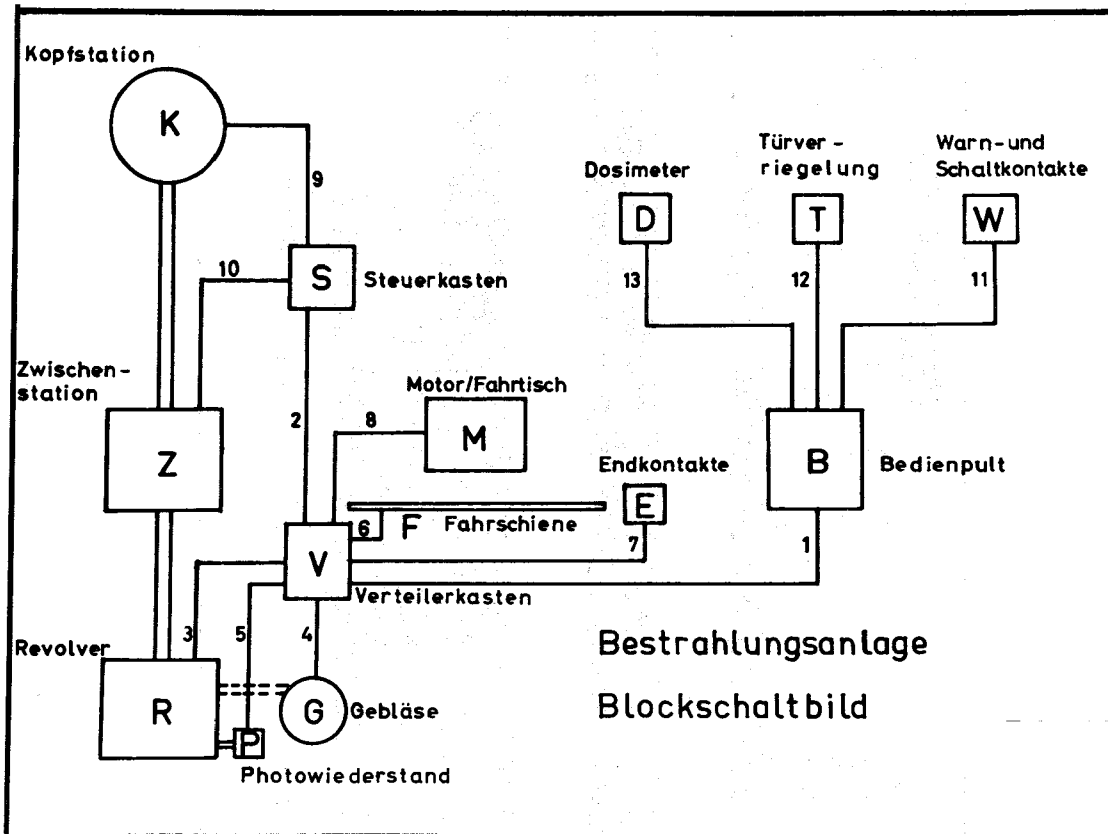


Abb. 5 : Funktionsschema der Bestrahlungsanlage

Die Bedienung der Anlage erfolgt von einem kleinen, hinter einer Strahlenschutzwand angebrachten Bedienpult (B) aus. Von dort aus können Revolver (R) und Gebläse (G) betätigt werden, wobei die Schaltfunktionen so abgeblockt sind, daß Fehlschaltungen nicht möglich sind. Der Präparaterevolver kann nur dann eingeschaltet werden, wenn alle Präparate eingefahren sind oder die entsprechende Blockierung mit einem besonderen Schlüssel überbrückt wird.

Ein Präparat kann nur herausgefahren werden, wenn sämtliche Türen des Bestrahlungslabors geschlossen sind. Ist eines der stärkeren Präparate herausgefahren, so daß ein einstellbarer Dosisleistungspegel überschritten wird, so werden die Türen zusätzlich verriegelt und die Strahlengefahr durch Blinken der Warnlampen innerhalb und außerhalb des Labors angezeigt.

Offene Türen werden durch ein akustisches Warnsignal gemeldet, weil es möglich ist, daß die Verriegelung von innen aus Sicherheitsgründen geöffnet wird, oder daß ein Präparat beim Öffnen der Tür bereits unterwegs ist.

Die Einschaltung der Anlage wird durch die Warnlampen außerhalb der Türen angezeigt. Auf eine Verriegelung wurde in diesem Falle der Betriebsbereitschaft verzichtet, ebenso wie auf die automatische Totschaltung der Anlage beim Öffnen der Türen, um die Arbeiten nicht mehr als nötig zu behindern. Wenn erforderlich kann die Verriegelung vom Bedienpult aus eingeschaltet werden, so daß Störungen und Gefährdungen unterbunden werden.

6. Abstandseinstellung

Das zu bestrahlende Objekt wird auf dem Plexiglasturm des Fahrtisches angebracht, der auf in den Boden eingelassenen Fahrschienen von 5 m Länge bewegt werden kann.

Der Motor des Tisches kann dazu sowohl vom Bedienpult als auch vom Steuerkasten aus in zwei Geschwindigkeiten in beiden Richtungen gesteuert werden. Die Stromzuführung zum Motor erfolgt über Schleifkontakte von besonderen Stromschienen, die zusammen mit der Zahnstange für die Entfernungsmessung in den Boden eingelassen sind. Die Fahrschienen werden gleichzeitig für die allgemeine Stromversorgung des Fahrtisches verwendet.

Für die Entfernungsanzeige läuft in der Zahnstange ein Zahnrad, das auf 10 cm Weglänge eine Umdrehung macht. Die Zahnradumdrehung wird über ein Drahtseil auf ein speziell angefertigtes Zählwerk übertragen, das millimetergenaue Ablesung ermöglicht. Die Ablesung erfolgt über eine Fernsehkamera, die zur Beobachtung des bestrahlten Objektes beispielsweise zur Ablesung einer Skala, dient und in deren Objektiv über eine Zusatzoptik die Entfernungsangabe eingespiegelt wird. Da die Montagepositionen der zu bestrahlenden Geräte verschieden sein können, ist das Zählwerk mit der Meßeinrichtung über eine einstellbare Kupplung verbunden.

7. Strahlungsfeld

Die Symmetrieachse des Strahlungskegels liegt in 1,80 m Höhe, wobei die meisten Versuchsanordnungen ohne besondere Leitern aufgebaut werden können. Die Kopfstation des Bestrahlungsturmes kann mit verschiedenen Ausstrahlungstuben versehen werden, die für Streustrahlungsversuche ausgewechselt wurden. Der Standardtubus hat eine Öffnung von 15° , die gerade ausreicht, um den Strahlenkegel auf die am Ende des Labors in 9 m Abstand aufgebaute Barytbetonwand von $4 \times 4 \text{ m}^2$ zu begrenzen. Die Öffnung des Bleitubus ist durch eine Aluminiumplatte von 1 mm Stärke abgedeckt, weil die im Tubus ausgelösten Photoelektronen bei Messungen in geringen Abständen störten.

Die Anlage ist in der beschriebenen Form mit Hilfe eines PTB-geeichten Dosimeters kalibriert worden. Die in Tabelle 1 angegebenen Dosisleistungswerte stellen Mittelwerte aus jeweils etwa 20 Messungen dar; die angegebenen Aktivitäten sind Effektivwerte, die daraus unter Verwendung der entsprechenden Dosiskonstanten ermittelt wurden. Wegen des Anschlusses der Meßbereiche bei Verwendung verschiedener Präparate aneinander wurden dabei Abstände von 20 cm bis 3,2 m berücksichtigt, wobei die maximale Abweichung der benutzten Meßwerte etwa 2 % betrug.

Eine Abweichung vom Abstandsgesetz infolge Streustrahlung ist bei diesen Messungen nicht signifikant festgestellt worden. Bei geringen Abständen spielt die Streustrahlung aus dem Tubus eine Rolle, bei großen Abständen diejenige der bestrahlten Wand. Ihr Einfluß hält sich aber in dem angegebenen Bereich und ist daher für die praktische Anwendung ohne Bedeutung.

Für Vergleichsmessungen oder Freiluft-Dosimeterbestrahlungen kann der Bleiturm abgenommen werden und durch einen Plexiglasturm ersetzt werden. Es hat sich gezeigt, daß bei derartigen Bestrahlungen ohne Bleikopf der Einfluß der Streustrahlung von Wänden und Decke/Boden größer ist, so daß die beschriebene Anordnung für die Verwendung innerhalb eines selbst großen Raumes vorzuziehen ist.

Der Abschirmfaktor des Bleikopfes ist so groß, daß nur bei Benutzung der beiden stärksten Präparate an den übrigen Arbeitsplätzen des Labors Vorsicht geboten ist. Bei den anderen Präparaten liegt die Streustrahlungsintensität im Bereich des Nulleffekts.

Eine Strahlenbelastung in den umliegenden, nicht zum Kontrollbereich gehörenden Räumen ist ebenfalls nur bei Verwendung der stärksten Präparate meßbar und liegt dann ebenfalls in der Größenordnung des Nulleffektes. Die Gesamtbelastung ist wegen der zeitlich sehr begrenzten Benutzung der Präparate gering und kann als Nachweis aus den Aufzeichnungen des Strahlungsmonitors ermittelt werden.

8. Röntgenbestrahlungsanlage

Für Energieabhängigkeitsmessungen im niederenergetischen Bereich wird die Isotopen-Bestrahlungsanlage durch eine ebenfalls weitgehend automatisierte Röntgenanlage ergänzt. Filterwechsel und Spannungseinstellung werden über ein Drucktastenfeld am Bedienpult gesteuert. Die Filter und Spannungswerte sind dabei so kombiniert und abgestuft, daß bei Einstellung einer anderen Energiestufe der einmal gewählte Dosisleistungswert erhalten bleibt.

Das gilt auch dann, wenn nicht die zusammengehörigen Filter und Spannungswerte, sondern benachbarte Werte vorgewählt werden, so daß für unterschiedliche Versuche auch mit verschiedenen Bandbreiten gearbeitet werden kann.

Einzelheiten dieser Anlage sollen jedoch in einem besonderen Bericht zusammengestellt werden.

III. SITZUNG

PERSONENDOSIMETRIE

VORSITZENDER: G. PORETTI

NEUE NORMEN UND STANDARDISIERUNGSTRENDS FÜR DOSIMETRIE UND STRAHLENSCHUTZ

D. NACHTIGALL

PÄDAGOGISCHE HOCHSCHULE RUHR, DORTMUND
SEMINAR FÜR DIDAKTIK DER PHYSIK

Zusammenfassung

Nach Einführung der SI-Einheiten, Fortschritten in der Mikrodosimetrie und umfangreichen Diskussionen über Dosiskonzepte sind neue Normen in Vorbereitung. Außerdem zeichnen sich einige Trends für Standardisierungen, insbesondere in der Kalibriertechnik, ab. Über diese Entwicklung wird berichtet, wobei der Akzent der Ausführungen auf dem Gebiet der Neutronendosimetrie liegt.

1. Neue Einheiten

Im Jahre 1960 wurde von der 11. Internationalen Generalkonferenz für Maß und Gewicht das "Systeme International d'Unités", festgelegt. Die Einheiten dieses Systems heißen SI-Einheiten. Es gibt im SI-System 7 Basiseinheiten:

Meter	m,
Kilogramm	kg,
Sekunde	s,
Ampere	A,
Kelvin	K,
Candela	cd,
Mol	mol.

Auf der Grundlage dieses Systems hat der Deutsche Bundestag 1970 das "Gesetz über Einheiten im Meßwesen" beschlossen. Danach gelten im geschäftlichen und amtlichen Verkehr die SI-Einheiten, und herkömmliche andere Einheiten sind für eine gewisse Übergangszeit daneben noch zugelassen. Für Strahlenschutz und Dosimetrie ergeben sich neue Einheiten für die Größen

Ionendosis
 Ionendosisrate
 Energiedosis
 Energiedosisrate
 Äquivalentdosis
 Äquivalentdosisrate
 Aktivität

Die abgeleitete SI-Einheit der Ionendosis ist künftig das "Coulomb durch Kilogramm" (C/kg).
 Zu der bisherigen Einheit "Röntgen" (R) ergeben sich die Beziehungen

$$\begin{aligned} 1 \text{ R} &= 2,58 \cdot 10^{-4} \text{ C/kg} \\ \text{und } 1 \text{ C/kg} &= 3,88 \cdot 10^3 \text{ R.} \end{aligned}$$

Die abgeleitete SI-Einheit der Ionendosisrate ist künftig das "Ampere durch Kilogramm" (A/kg).

Zu der bisherigen Einheit "Röntgen pro Stunde" (R/h) ergibt sich die Beziehung

$$1 \text{ R/h} = 7,17 \cdot 10^{-8} \text{ A/kg} = 71,7 \text{ nA/kg.}$$

Die abgeleitete SI-Einheit der Energiedosis ist künftig das "Joule durch Kilogramm" (J/kg).

Zu der bisherigen Einheit "Rad" (rd) ergeben sich die Beziehungen

$$\begin{aligned} 1 \text{ rd} &= 0,01 \text{ J/kg} = 1 \text{ cJ/kg} \\ \text{und } 1 \text{ J/kg} &= 100 \text{ rd.} \end{aligned}$$

Die abgeleitete SI-Einheit der Energiedosisrate ist künftig das "Watt durch Kilogramm" (W/kg).

Zu der bisherigen Einheit "1 Rad pro Stunde" (rd/h) ergibt sich die Beziehung

$$1 \text{ rd/h} = 2,78 \cdot 10^{-6} \text{ W/kg} = 2,78 \text{ }\mu\text{W/kg.}$$

Da die Äquivalentdosis aus der Energiedosis durch Multiplikation mit einem dimensionslosen Bewertungsfaktor q hervorgeht, haben beide Größen dieselbe Einheit.

Der Name der Äquivalentdosis ist ja darauf zurückzuführen, daß sie gleich der von einer Bezugsstrahlung mit $q = 1$ erzeugten Energiedosis ist, welche in bezug auf das Risiko im Strahlenschutz ebenso bewertet wird wie die von der interessierenden Strahlung erzeugte Energiedosis mit $q \neq 1$. Konsequenterweise ist die abgeleitete SI-Einheit der Äquivalentdosis künftig das

"Joule durch Kilogramm" (J/kg).

Zur bisherigen Einheit "Rem" (rem) ergeben sich die Beziehungen

$$\begin{aligned} 1 \text{ rem} &= 0,01 \text{ J/kg} = 1 \text{ cJ/kg} \\ \text{und } 1 \text{ J/kg} &= 100 \text{ rem.} \end{aligned}$$

Die abgeleitete SI-Einheit der Äquivalentdosisrate ist künftig das

"Watt durch Kilogramm" (W/kg).

Zu der bisherigen Einheit "Rem pro Stunde" (rem/h) ergibt sich die Beziehung

$$1 \text{ rem/h} = 2,78 \cdot 10^{-6} \text{ W/kg} = 2,78 \text{ } \mu\text{W/kg}.$$

Die abgeleitete SI-Einheit der Aktivität einer radioaktiven Substanz ist die "reziproke Sekunde" (s^{-1}).

$$\begin{array}{lcl} \text{Es ist z.B.} & 10^3 \text{ s}^{-1} & = 1 \text{ ms}^{-1} \\ & 10^6 \text{ s}^{-1} & = 1 \text{ } \mu\text{s}^{-1} \\ & 10^9 \text{ s}^{-1} & = 1 \text{ ns}^{-1}. \end{array}$$

Zu der bisherigen Einheit "Curie" (Ci) ergibt sich die Beziehung

$$\begin{array}{l} 1 \text{ Ci} = 3,7 \cdot 10^{10} \text{ s}^{-1} \\ \text{oder } 1 \text{ Ci} = 37 \text{ ns}^{-1}. \end{array}$$

Die Übergangszeit, in der die alten Einheiten noch gestattet sind, läuft am 31.12.1977 aus. Die Umgewöhnung ist mit Schwierigkeiten verbunden. Da aber die Beibehaltung zweier oder mehrerer Maßsysteme verwirrend, unökonomisch und auch aus didaktischen Gründen nicht zu empfehlen ist, sollte man sich nicht darauf einstellen, neben den offiziellen SI-Einheiten noch andere "Labor-Einheitensysteme" zu gebrauchen. Vielmehr ist es vernünftig, jetzt mit dem Gebrauch der neuen Einheiten zu beginnen, sie in immer stärkerem Maße, besonders in Lehre und Ausbildung sowie in Publikationen, anzuwenden, damit alle im Strahlenschutz Tätigen möglichst schnell mit ihnen familiär werden.

2. Stochastische und nichtstochastische Größen

Noch im ICRU-Report Nr. 11 vom Jahre 1968 (Radiation Quantities and Units") wird die Energiedosis D definiert als Quotient von ΔE_D und Δm , wobei ΔE_D die Energie ist, die durch ionisierende Strahlung auf das in einem Volumen enthaltene Material der Masse Δm übertragen wird:

$$D = \frac{\Delta E_D}{\Delta m}.$$

Das Δ -Zeichen soll dabei daran erinnern, daß bei der Energieübertragung von Strahlung auf bestrahltes Material zufällige Schwankungen auftreten, die um so mehr signifikant werden, je kleiner das interessierende Volumen oder je geringer die Fluenz der Strahlung ist. Da die Energiedosis aber eine makroskopische Größe ist, muß der Quotient Energie/Masse einerseits für ein Volumen bestimmt werden, das bereits so klein ist, daß eine weitere Verkleinerung keine Änderung dieses Quotienten verursacht; andererseits muß es so groß sein, daß noch für eine hinreichende Statistik genügend viele Wechselwirkungen in ihm stattfinden. Ist das nicht erfüllt, dann kann D nicht direkt in einer Messung bestimmt werden, sondern kann nur durch Mittelwertbildung aus vielen Messungen gefunden werden. Das Δ -Zeichen symbolisiert also die Mittelwertbildung über die stochastische Größe $\frac{E_D}{m}$. Damit ist dem $\frac{E_D}{m}$ -Symbol in der Dosimetrie eine Sonderbedeutung eingeräumt. Nun spielt aber der Quotient $\frac{E_D}{m}$ in der Radiobiologie und in der Mikrodosimetrie eine große Rolle, während in der Strahlenschutzdosimetrie die nichtstochastische Größe D wichtig ist. Deswegen muß in der Dosimetrie hier zwischen stochastischen und nichtstochastischen Größen unterschieden werden.

Der ICRU-Report Nr. 19 vom Jahre 1971 (ebenfalls unter dem Titel "Radiation Quantities and Units") unterscheidet deshalb die "übertragene Energie" ϵ , eine stochastische Größe, die bei kleinen Volumina oder niedrigen Fluenzwerten sehr großen statistischen Schwankungen unterworfen ist, und die "spezifische Energie" z , ebenfalls eine stochastische Größe, die gegeben ist durch

$$z = \frac{\epsilon}{m},$$

und deren Merkmal ist, daß ihr Wert diskontinuierlich in Raum und Zeit schwankt und nicht vorausgesagt, wohl aber durch eine Wahrscheinlichkeitsfunktion charakterisiert werden kann.

Dagegen ist die Energiedosis D als nichtstochastische Größe eine kontinuierliche und differenzierbare Funktion in Raum und Zeit. Ihr Wert kann vorausberechnet werden. Sie manifestiert sich als Quotient aus $d\bar{\epsilon}$ und dm , wobei $\bar{\epsilon}$ der Erwartungswert der übertragenen Energie, $d\bar{\epsilon}$ die mittlere auf das Material übertragene Energie ist, das sich in einem Volumenelement der Masse dm befindet:

$$D = \frac{d\bar{\epsilon}}{dm}.$$

Außerdem läßt sich D als Grenzwert der mittleren spezifischen Energie \bar{z} definieren:

$$D = \lim_{m \rightarrow 0} \bar{z}.$$

Diese klare Trennung beseitigt die Sonderstellung der Bedeutung des Δ -Symbols in der Dosimetrie.

3. Bewertungen und Konversionsfaktoren für Neutronen

In der Neutronendosimetrie spielt die Äquivalentdosis eine zentrale Rolle. Sie ist definiert als

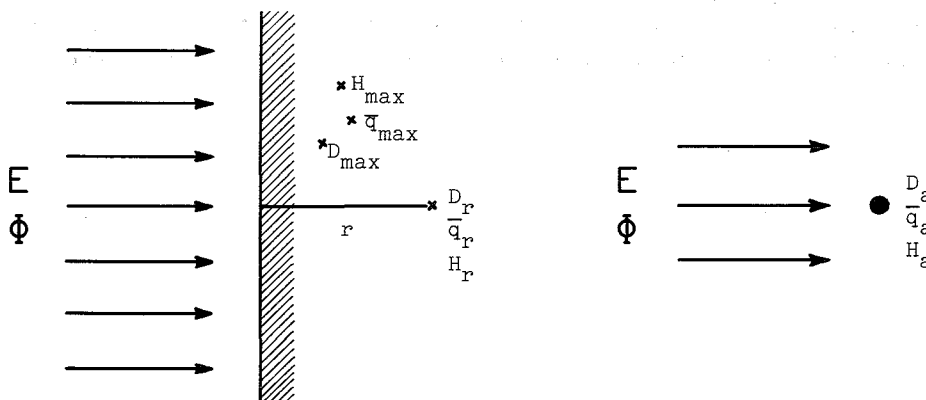
$$H = \int_{L_{\min}}^{L_{\max}} D_L q(L) dL \quad \text{mit } D_L = \frac{dD}{dL}.$$

Dabei ist L das lineare Energieübertragungsvermögen, D_L die differentielle Verteilung der Energiedosis D in L und $q(L)$ der dimensionslose Bewertungsfaktor. Auch bei Einstrahlung monoenergetischer Neutronen haben die geladenen Sekundärteilchen in einem betrachteten Volumen unterschiedliche Energien, damit unterschiedliche L -Werte und deshalb verschiedene q -Werte. Es muß also über q gemittelt werden und man hat es mit \bar{q} -Werten zu tun. Deshalb wird

$$H = \bar{q} \int_{L_{\min}}^{L_{\max}} D_L dL = \bar{q} \cdot D.$$

Die H -Bestimmung besteht also in der Ermittlung von \bar{q} und von D . Die für Kalibrier- und Normierungszwecke herangezogenen D - und \bar{q} -Werte werden in der Regel berechnet.

Ein Phantom aus gewebeäquivalentem Material werde mit Neutronen bekannter Energie E und Fluenz Φ bestrahlt. (Abb.1).



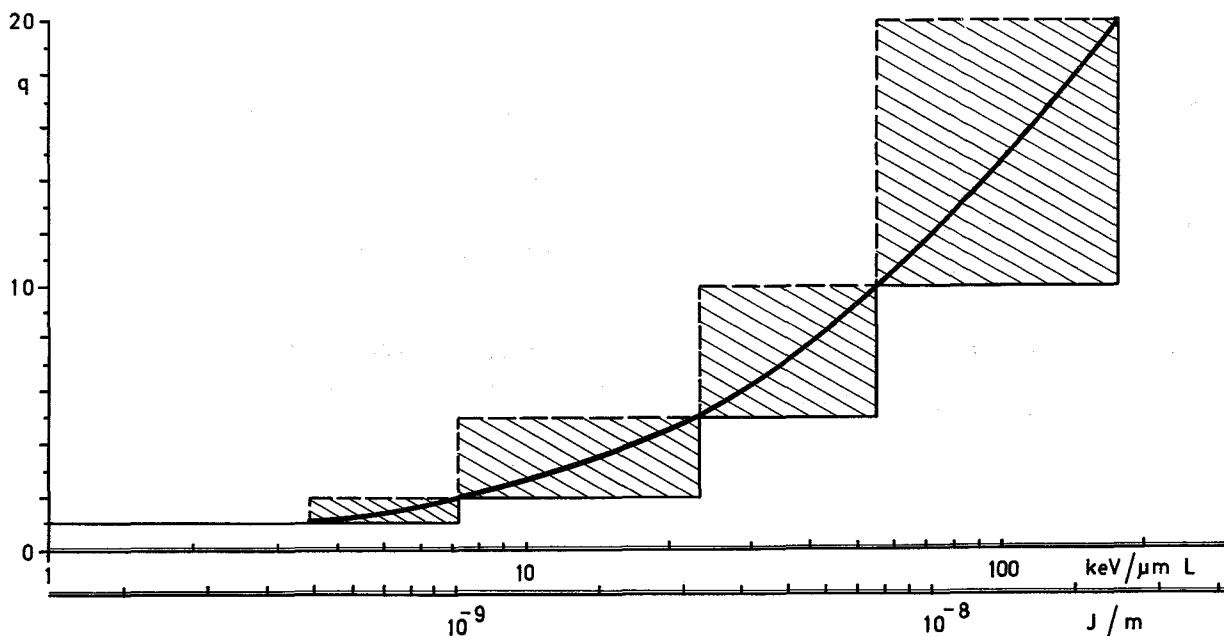
An einem interessierenden Ort im Abstand r hinter der Phantomboberfläche erhält man die Energiedosis D_r , den Bewertungsfaktor \bar{q}_r und daraus die Äquivalentdosis H_r . Außerdem ergibt sich irgendwo im Phantom das Energiedosismaximum D_{\max} , an anderer Stelle das Bewertungsfaktormaximum \bar{q}_{\max} und - im Prinzip - wieder woanders das Äquivalentdosismaximum $H_{\max} = (D\bar{q})_{\max}$, das nicht identisch ist mit dem Produkt $D_{\max}\bar{q}_{\max}$, dem Produkt $D\bar{q}_{\max}$ (\bar{q} genommen am Orte von \bar{q}_{\max}) und dem Produkt $D_{\max}\bar{q}$ (\bar{q} genommen am Orte von D_{\max}). Außerdem ergeben sich an der Phantomboberfläche die Größen D_o , \bar{q}_o und H_o . Wenn statt des ausgedehnten Phantoms nur eine kleine Gewebeprobe frei in Luft bestrahlt wird, erhält man die Größen D_a , \bar{q}_a und H_a .

Man sieht, daß sich aus diesen Sätzen von D - und \bar{q} -Werten eine große Mannigfaltigkeit von H -Werten bestimmen läßt. Gelegentlich spielt, insbesondere bei der Berechnung der \bar{q} -Werte, auch ein Stück "Philosophie" eine Rolle. Da ist vor allen Dingen die Zuordnung der q -Werte zu den L -Werten, also die Funktion $q(L)$ zu betrachten. Aus ICRP-Empfehlungen (z.B. ICRP-Publication 9, 1966) ergibt sich folgende Tabelle 1:

Tab. 1: Funktion $q(L)$

L in keV/ μ m (für Wasser)	L in J/m (für Wasser)	q
$\leq 3,5$	$\leq 5,60 \cdot 10^{-10}$	1
7,0	$1,02 \cdot 10^{-9}$	2
23	$3,68 \cdot 10^{-9}$	5
53	$8,48 \cdot 10^{-9}$	10
175	$2,80 \cdot 10^{-8}$	20

Diese Tabelle wird auf verschiedene Weise interpretiert, z.B. als flächenhafte Darstellung von q -Bereichen, als Stufenkurve oder als interpolierende Kurve (Abb. 2).



Für \bar{q} -Berechnungen benötigt man analytische Darstellungen von $q(L)$. Tab. 2 enthält einige der Literatur entnommene Formeln.

Tab. 2: Analytische Darstellung von $q(L)$:

0,8 + 0,16 L	ICRP Report of the RBE Committees to the ICRP and ICRU, Health Physics <u>9</u> , 1963, 357
0,29 L exp(-0,0086 L) (1 + 2,9 · 10 ⁻³ L + 6,2 · 10 ⁻⁶ L ²)	A.U. Sullivan, Proc. Conf. Dosimetrie des Irradiations dues à des Sources Externes, Vol. 1, 1967, 18
0,2 L	L.G. Bengtson, Microdosimetry-Symposium, Stresa 1969
$\frac{0,3 L}{1 + 0,011 L}$	M. Zielinski, IBJ/XIX/D. 1976
24,15(1-0,992 exp(-0,01 L))	H. Krüger, E.H. Graul, Strahlentherapie <u>139</u> , 1970, 179
exp $\left(\sum_{v=0}^3 a_v (\ln L)^v\right)$ a ₀ = -1,260 a ₁ = 1,067 a ₂ = -0,03828 a ₃ = -0,001647	E. Maier, 1971, unveröffentlicht
0,38 L ^{0,80}	R. Madey Health Physics <u>13</u> , 1967, 345
20 - 0,000646 (175-L) ²	L.L. Anderson Rad. Research <u>31</u> , 1967, 622
20 - 0,000646 (175-L) ² + 1,467 (L-3,5) ³ exp(-3√L-3,5)	J.W. Baum, A.V. Kühner, R.L. Chase, Health Physics <u>19</u> , 1970, 813

Die Benutzung verschiedener Formeln für die Zuordnung von q zu L kann in einigen L -Bereichen zu Unterschieden der resultierenden \bar{q} -Werte bis zu 50% führen. Weitere Differenzen ergeben sich aus der Benutzung unterschiedlicher Wirkungsquerschnitte, unterschiedlicher Zusammensetzung des der Berechnung zugrundegelegten Standardgewebes und der Form des Phantoms. Es gibt Berechnungen für den unendlichen Halbraum, für ein 30 cm dickes, senkrecht zur Strahlrichtung unendlich ausgedehntes Phantom, für ein elliptisches Phantom und für ein kreiszylindrisches Phantom. So sind unterschiedliche Ergebnisse von D -, \bar{q} - und H -Berechnungen nicht überraschend. Auch die offiziellen Empfehlungen nationaler und internationaler Gremien zeigen bemerkenswerte Unterschiede empfohlener Richtwerte, z.B. für \bar{q} in seiner Zuordnung zu Neutronen bestimmter Energien. Tabelle 3 enthält eine Auswahl von \bar{q} (E)-Werten:

Tabelle 3: \bar{q} als Funktion der Neutronenenergie

(J)	E_n (MeV)	\bar{q}			
		ICRP Publication 4, 1964	ANSI NBS Handbook 107, 1970	NCRP Report 39, 1971	ICRP Report 20, 1971
$4 \cdot 10^{-21}$	$2 \cdot 10^{-8}$	3	3	2	2,3
$1,6 \cdot 10^{-17}$	$1 \cdot 10^{-4}$	2	2	2	2
$1,6 \cdot 10^{-14}$	$1 \cdot 10^{-1}$	8	8	7,5	7,4
$1,6 \cdot 10^{-13}$	$1 \cdot 10^0$	10,5	10,3	11	10,6
$8 \cdot 10^{-13}$	$5 \cdot 10^0$	7	7,5	8	7,8
$3,2 \cdot 10^{-12}$	$2 \cdot 10^1$	6,1	5,9	8	6
$1,6 \cdot 10^{-11}$	$2 \cdot 10^2$	3,6	4,4	4	4,4

Da bei dem oben beschriebenen Verfahren die Fluenz ϕ oder die Flußdichte $\dot{\phi}$ (und die Zeit t) mit in die Rechnung eingehen, kann man Fluenz - Äquivalentdosis - Konversionsfaktoren d einführen, mit deren Hilfe man aus der Fluenz ϕ unmittelbar die Äquivalentdosis H bekommt:

$$H = d \cdot \phi.$$

Auf der Basis dieser d -Werte sind Flußdichtewerte $\dot{\phi}$ berechnet worden, die einer maximalen Äquivalentdosisrate von 2,78 nW/kg (oder 1mrem/h) führen. Da dieselben Rechengänge, die zur D - und \bar{q} -Berechnung nötig sind, auch für die $\dot{\phi}$ -Berechnung benutzt werden, gibt es auch hier in den offiziellen Tabellen der $\dot{\phi}$ -Werte signifikante Unterschiede.

Tabelle 4: $\dot{\phi}$ -Werte als Funktion der Neutronenenergie

(J)	E_n (MeV)	$\dot{\phi}$ ($\text{cm}^{-2} \text{s}^{-1}$)			
		ICRP Publication 4, 1964	ANSI NBS-Handbook 107, 1972	NCRP Report 39, 1971	ICRP Report 20, 1971
$4 \cdot 10^{-21}$	$2,5 \cdot 10^{-8}$	$268 \cdot 10^4$	268	272	260
$1,6 \cdot 10^{-17}$	$1 \cdot 10^{-4}$	200	200	232	240
$1,6 \cdot 10^{-14}$	$1 \cdot 10^{-1}$	32	$36,5 \cdot 10^{-1}$	62	48
$1,6 \cdot 10^{-13}$	$1 \cdot 10^0$	7,2	9,2	7,7	8,5
$8 \cdot 10^{-13}$	$5 \cdot 10^0$	7,2	7,2	6,4	6,8
$3,2 \cdot 10^{-12}$	$2 \cdot 10^1$	4,0	6,4	4,4	6,5
$1,6 \cdot 10^{-11}$	$2 \cdot 10^2$	3,2	5,5	5,6	5,5

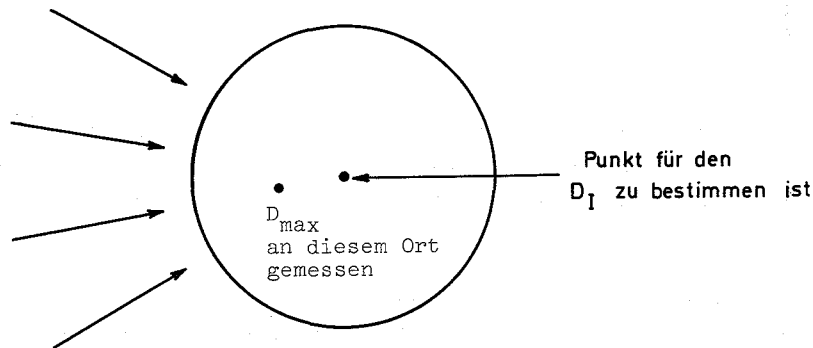
Solche Diskrepanzen führen bei Kalibrierarbeiten auf dem Gebiete der Neutronendosimetrie zu Unsicherheit und gelegentlich zu Ratlosigkeit. Innerhalb des Fachnormenausschusses Radiologie (FNR) des Deutschen Normenausschusses hat deshalb eine Arbeitsgruppe ihre Tätigkeit u.a. mit dem Ziele aufgenommen, in absehbarer Zeit im Normblatt 6802 wohlbegründetes Zahlenmaterial zur Neutronendosimetrie vorzulegen.

4. Energiedosisindex und Äquivalentdosisindex

Im Abschnitt 3 ist über die Quellen der Unsicherheiten bei den Berechnungsfaktoren für die Neutronendosimetrie berichtet worden. Insbesondere ist in diesem Abschnitt zwischen den maximalen D -, \bar{q} - und H -Werten und diesen Werten an bestimmten Orten des Phantoms (Ort mit der Koordinate r oder an der Oberfläche) unterschieden worden. Von besonderem Interesse sind im Strahlenschutz jeweils die Werte D_{\max} , \bar{q}_{\max} und H_{\max} . Jedoch ist deren Größe wiederum u.a. von dem zugrundegelegten Phantom abhängig. Die ICRU hat nun vorgeschlagen, unter bestimmten Umständen D_{\max} und H_{\max} für den menschlichen Körper auf der Basis eines Kugelphantoms aus gewebeäquivalentem Material von 30 cm Durchmesser zu approximieren (ICRU-Report 19, 1971). Diese maximalen D - und H -Werte werden Energiedosisindex D_I und Äquivalentdosisindex H_I genannt:

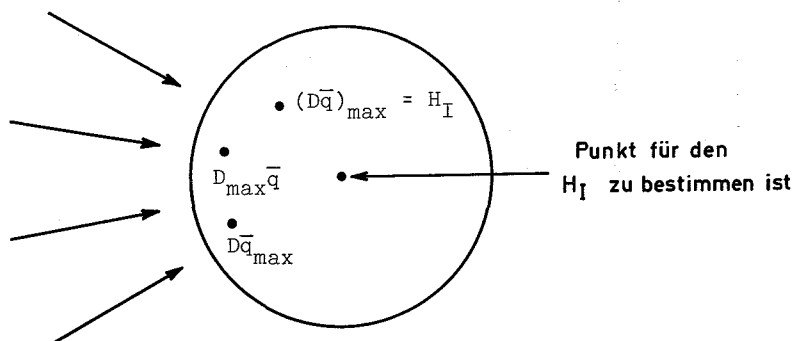
" D_I an einem Punkt ist die maximale Energiedosis innerhalb einer 30 cm Kugel, deren Mittelpunkt auf diesem Punkte liegt, und das aus weichem Gewebe der Dichte 1 g cm^{-3} besteht."

Abb. 3 illustriert diese Definition.



Analog ist der Äquivalentdosisindex definiert. Es muß oben nur D_I und Energiedosis durch H_I und Äquivalentdosis ersetzt werden.

Abb. 4 veranschaulicht H_I .



D_I und H_I können für verschiedene Strahlenarten j separat berechnet werden. Im allgemeinen werden die Maximalwerte der einzelnen Strahlenarten an verschiedenen Stellen auftreten. Es gilt dann stets

$$D_I < \sum_j D_{Ij} \quad \text{und} \quad H_I < \sum_j H_{Ij} .$$

Zur Verminderung der Diskrepanzen in den Tabellen 3 und 4 wäre eine Neuberechnung der $\bar{q}(E_n)$ -Werte und der $\hat{\phi}$ -Werte auf der Basis des 30 cm-Phantoms sehr nützlich. Ergebnisse liegen bisher noch nicht vor.

DISKUSSION

HACKE: Es wurden Tabellen bzw. Kurven über die nach verschiedenen Methoden ermittelten Q- bzw. L-Werte gezeigt. Mir erscheinen die Abweichungen (max. ca. 30 %) nicht gravierend gegenüber der Ungenauigkeit, mit der diese Werte überhaupt ermittelt wurden (biologische Variabilität, strahlenbiologische Experimente usw.).

NACHTIGALL: Das ist zweifellos richtig. Nur muß sich ein Normenausschuß natürlich Gedanken darüber machen, welchen Datensatz er zur Benutzung empfiehlt und warum er das tut.

BRUNNER: Als Praktiker habe ich Bedenken gegen die ausschließliche Verwendung der SI-Einheiten im Strahlenschutz. Normen sollten nicht von Theoretikern allein, sondern zusammen mit Praktikern ausgearbeitet werden. Man sollte vor einer völligen Umkrepelung eingespielter Einheiten und Zahlenwerte genau überlegen, was Nutzen und Komplikationen sein werden. Während etwa die Umstellung auf das metrische System in England wirtschaftlichen Nutzen bringt, vermag ich bei der Einführung der SI-Einheiten keinen Nutzen, wohl aber Schwierigkeiten zu sehen.

Kurz einige Punkte:

- Wenn doch nicht die Grundeinheiten des SI-Systems, sondern abgeleitete Einheiten wie cJ/kg, nW/kg usw. verwendet werden müssen, wäre es besser, wie die ICRU 19 zwar die SI-Einheiten auch anzugeben, die Strahlendosiseinheiten R, rd und rem sowie das Ci aber beizubehalten.
- Das leidige Verwechseln wird erst recht losgehen.
- Strahlendosen sind aus den Einheiten nicht mehr als solche erkennbar, es wird also immer umfangreiche Begleittexte brauchen.
- Die gebräuchlichen Richtwerte ergeben in den SI-Einheiten unmögliche Zahlenwerte mit Zehnerpotenzen, was bei der in der Routine üblichen Anwendung von Faustregeln, Abschätzungen usw. zu zahlreichen Rechenfehlern in Größenordnungen führen wird, wie das oft schon beim Ci der Fall ist (Verwechslung mCi mit μ Ci usw.).
- Die jahrelange mühsame Schulung des Personals im Strahlenschutz kann sehr erschwert werden, ohne daß zusätzlicher Nutzen entsteht.
- Man hat jahrelang mühsam der Bevölkerung einige Grundbegriffe und Größenvorstellungen von Strahlendosen und Aktivitäten beizubringen sich bemüht. Wenn wir nun auf völlig andere Einheiten und Zahlenwerte umstellen, muß diese ganze Arbeit neu beginnen, in heutiger hektischer Zeit ein großes Problem.
- Kurz, man kann zwar gemäß ICRU 19 die SI-Einheiten im rein physikalischen, wissenschaftlichen Bereich einzuführen versuchen, aber in der zu 90 % von Nichtphysikern und Nichtakademikern betriebenen Strahlenschutzpraxis ist daran über eine Generationsdauer hinweg noch nicht zu denken.

NACHTIGALL: Die neuen Einheiten, wie z. B. "Watt durch Kilogramm" sind anschaulicher, leichter verständlich. Die Einheit Watt ist im Bewußtsein fast aller Europäer verankert. Was eine 50-W-Lampe leistet, kann sich jeder vorstellen. Autokäufer werden in Zukunft von ihren 74 kW-Wagen und nicht mehr von 100 PS-Wagen reden. Das wird sehr bald selbstverständlich sein. Der Schritt zur Energieaufnahme pro Zeit und Kilogramm ist dann sehr leicht zu machen und anschaulich evident. Aber wer kann sich dagegen unter "rem" etwas vorstellen?

- Das Umrechnen wird nur so lange nötig sein, wie beide Systeme parallel gebraucht werden. Diese Übergangsphase ist - wie jede Übergangsphase - etwas schwierig und kann durch konsequente Anwendung des SI-Systems schnell überwunden werden. Auch die Umstellung des englischen Pfundsystems oder die Umstellung des schwedischen Verkehrs von links auf rechts sind ja geglückt.
- Die Nichterkennbarkeit der Dosen an den Einheiten ist m. E. kein Nachteil, sondern hat den Vorteil, daß jeder sagen muß, von welcher physikalischen Größe er spricht. Die Aussage "Die Äquivalentdosisrate beträgt soundsoviel Watt durch Kilogramm" ist in jeder Hinsicht eindeutig.
- Das Auftreten "krummer" Zahlen ist sicherlich ein Nachteil. Aber auch bisher mußten wir ja z. B. die Zahl $3,7 \cdot 10^{10}$ im Gedächtnis haben. Rechenfehler bei Potenzen treten auch heute stets dort auf, wo viele Dezimalbereiche überdeckt werden, z. B. bei der Aktivität. Insofern gibt es in Zukunft keine Änderung. Wenn man nur wenige Dezimalbereiche vorliegen hat, kann man Zehnerpotenzangaben durch Verwendung von Milli, Mikro oder Nano vermeiden.
- Die Schulung des Personals wird sich auf längere Sicht vereinfachen, denn wenn es nur noch das SI-System gibt - auch im täglichen Leben - braucht weniger gelernt zu werden. Energie wird dann stets nur in Joule, Leistung nur in Watt angegeben. Die Verwirrung hört auf, weil nicht mehr Kilopondmeter, erg, cal und ihre gegenseitige Umrechnungen gelernt werden müssen.

Zusammengefaßt: Das alles ist eine Frage der Gewöhnung. Die Konfrontation mit Innovationen ruft bei den meisten Menschen zunächst Abwehrreaktionen hervor. Trägheit, die Unlust, umlernen und umdenken zu müssen, sollte uns nicht hindern, uns mit diesen Fragen vertraut zu machen. Ich bin überzeugt, daß in 10 Jahren viele der hier geäußerten Bedenken überhaupt nicht mehr zur Diskussion stehen werden.

NEIDER: Ich möchte kurz auf die Stellungnahme von Herrn Brunner zu dem deutschen Gesetz für die Größen und Maßeinheiten eingehen. Dies ist keine einseitige Maßnahme der BRD. Vielmehr wird mit diesem Gesetz eine Empfehlung der ISO verwirklicht. Über die Einführung des SI-Systems überhaupt kann es wohl keine Diskussion mehr geben. Dies wird auch in anderen Ländern, z. B. England und USA geschehen. So werden wir uns z. B. an den Gebrauch der Einheiten Newton und Pascal ($1 \text{ Pa} = 1 \text{ kg/ms}^2$) gewöhnen müssen und die Einheiten kp und Torr vergessen.

Dagegen wird im Rahmen der Europäischen Gemeinschaften z. B. noch über die Einführung der SI-Einheiten für die verschiedenen Dosisgrößen und die Aktivität diskutiert. Nach dem Gesetz ist in der BRD der Gebrauch von R, rd, rem und Ci noch bis 31.12.1977 erlaubt. Beim FNR und FNKe besteht eine Vereinbarung, daß gegenwärtig noch die alten Maßeinheiten an erster Stelle stehen und auf die SI-Einheiten in einer Klammer verwiesen wird. Wenn die Europäischen Gemeinschaften zu dem Beschluß kommen sollten, die alten Einheiten beizubehalten, müßte die deutsche Verordnung zum Einheitengesetz novelliert werden.

KRITISCHER VERGLEICH DER FILM- UND STABDOSIMETERÜBERWACHUNG AN HAND STATISTISCHER UNTERSUCHUNGEN IN DER KERNFORSCHUNGSANLAGE JÜLICH

E. ROSE

KERNFORSCHUNGSANLAGE JÜLICH GMBH, JÜLICH
ZENTRALABTEILUNG STRAHLENSCHUTZ

Zusammenfassung

Seit mehr als 10 Jahren wird in der Kernforschungsanlage Jülich die Routineüberwachung der äußeren Strahlenbelastung mit den Methoden der Film- und Stabdosismetrie durchgeführt. Eine wesentliche Änderung dieser Verfahrensweise ist aus verschiedenen Gründen bis auf weiteres nicht vorgesehen. In besonderen Fällen werden auch andere Meßmethoden angewandt, so beispielsweise bei Gefahr einer Extremitätenbestrahlung, Hochdosisbelastung oder starker Neutronenbelastung.

In der Arbeit werden an Hand des statistischen Materials des Jahres 1971 die Ergebnisse der Film- und Stabdosismeterüberwachung miteinander verglichen.

Abschließend wird die Frage über Sinn und den Zweck der Personendosismetrie im Rahmen des Strahlenschutzes behandelt. In dieser Hinsicht dient die Dosimetrie keinen wissenschaftlichen Aufgaben, sie soll vielmehr nur den Schutz der betroffenen Personen gegen gesundheitliche Schäden gewährleisten. Die Frage der Dosisgenauigkeit im Vergleich zu den sonstigen Aussagen der Filmdosismeter erhält unter diesem Blickwinkel eine wesentlich andere Bedeutung, als wenn man Dosimetrie aus wissenschaftlichen Gründen betreibt.

1. Einleitung

Bei dem Versuch, die Film- und Stabdosiswerte der letzten 10 Jahre vergleichsweise nebeneinander zu stellen und zu diskutieren, stellte sich schnell heraus, daß die Werte der z.Z. verwendeten Gevaert-Filme im Durchschnitt erheblich über den Stabdosiswerten lagen. Der Unterschied betrug im Mittel etwa das 1,7-fache, in manchen Fällen das 2-fache. Damit wurde eine seit langem - nicht nur in der KFA Jülich, sondern auch an anderen Orten - qualitativ beobachtete Tatsache zahlenmäßig bestätigt. Offen blieb noch die Frage, ob derselbe - oder ein ähnlicher Befund - auch für die früher verwendeten Adox-Filme gilt. Dies muß einer späteren Untersuchung vorbehalten bleiben. Es lag jedenfalls nahe, die höheren Film-Dosiswerte einem systematischen Fehler zuzuschreiben, der durch eine fehlerhafte Kalibrierung der Auswertung der Gevaert-Filme - d.h. durch fehlerhafte Härtefaktorkurven - verursacht ist. Es wurde daher zunächst eine neue Kalibrierung der Härtefaktorkurven vorgenommen mit dem Ziel, eine hinreichende Übereinstimmung zwischen Film- und Stabdosiswert zu erreichen.

2. Neukalibrierung der Härtefaktorkurven

Die Neukalibrierung wurde an Hand einer größeren Zahl von Kalibrierbestrahlungen (z.B. der halbjährlichen PTB-Kontrollbestrahlungen, sowie einiger Testbestrahlungen der Auswertestelle für Strahlendosismeter Neuherberg) vorgenommen. Als Fazit der Untersuchungen wurden korrigierte Härtefaktorkurven erstellt und eine gegenüber der bislang üblichen Auswertetechnik leicht modifizierte Methode entwickelt, die - soweit es die unten tabellarisch angeführten Ergebnisse zeigen - offenbar in besserem Einklang mit den praktischen Gegebenheiten stehen als die früheren Auswertungen. Die Korrekturfaktorkurven und die neue Auswertemethode werden z.Z. an anderer Stelle veröffentlicht (siehe Jahresbericht der Zentralabteilung Strahlenschutz der Kernforschungsanlage Jülich 1971). Es sei deshalb auf diese Veröffentlichung verwiesen, da eine Beschreibung an dieser Stelle zu weit führen würde.

Mit Hilfe der korrigierten Auswertemethode wurden die Filmdosiswerte des Jahres 1971 nochmals maschinell nachgerechnet und mit den entsprechenden Stabdosiswerten verglichen. Das Ergebnis ist in den Tabellen des Anhangs zusammengefaßt.

3. Auswahl und Zusammenstellung des statistischen Materials

Bei dem Vergleich zwischen Film- und Stabdosis mußte aus technischen, zeitlichen und statistischen Gründen eine Auswahl nach folgendem Gesichtspunkt vorgenommen werden:

1. Es mußte eine hinreichende Gewähr dafür geboten sein, daß während der gesamten Überwachungsperiode Film- und Stabdosismeter stets an gleicher Stelle getragen wurden.
2. Es mußte eine exakte und detaillierte Buchführung der Stabdosiswerte gewährleistet sein, aus der in Zweifelsfällen der Selbstablauf oder Unregelmäßigkeiten bei der Stabdosisauswertung nachträglich ermittelt werden konnten.

Die praktischen Strahlenschutzverfahren zeigen leider, daß diese beiden Voraussetzungen keineswegs in allen Fällen mit hinreichender Zuverlässigkeit gewährleistet sind.

3. Die zum Vergleich herangezogenen Institutionen bzw. Arbeitsgruppen sollten hinreichend viel statistisches Material abgeben; Institute und Arbeitsgruppen mit nur gelegentlich vorkommenden Dosisbelastungen wurden daher zunächst ausgenommen, da der damit verbundene Aufwand die Untersuchungen unnötig verzögert hätten.

4. Die Strahlenqualität, mit der die Filme während der Tragedauer bestrahlt wurden, sollte ein möglichst breites Spektrum über alle in der Praxis vorkommenden Strahlengemische liefern.
5. Aus zeitlichen Gründen konnten zunächst nur die Auswertungen des Jahres 1971 und Anfang 1972 in die Untersuchungen einbezogen werden.

Unter diesen Aspekten wurden vorerst zwei Institutionen für den Vergleich ausgewählt:

1. Technische Dienste - Dekontamination
2. Institut für Reaktorwerkstoffe - Heiße Zellen

Eine Ausdehnung der Untersuchungen auf die Zeit vor 1971 sowie auf alle übrigen Institutionen der KFA ist vorgesehen, wobei allerdings die unter Ziff. 1. und 2. angeführten Gesichtspunkte besonders sorgfältig zu prüfen sind.

Die beiden ausgewählten Institutionen boten insbesondere die Gewähr, daß dort ein sehr vielseitiger Gebrauch aller möglichen in Frage kommenden Radionuklide gegeben ist. Sämtliche in die Untersuchungen einbezogenen Filme beider Institutionen zeigten ein Mischstrahlenfeld, bestehend aus einer hohen, harten und mittelharten Dosiskomponente und einer geringeren, weichen Dosiskomponente, in den unterschiedlichsten Zusammensetzungen. In allen Fällen lag das Dosisverhältnis des 0,5-Cu-Feldes und des Pb-Feldes unterhalb 1 oder wenig darüber. Es muß daher vorsorglich erwähnt werden, daß bisher keine Erfahrungen im Bereich monoenergetischer, weicher oder mittelharter Strahlenqualitäten vorliegen; denn die in der KFA vorkommenden Fälle dieser Art sind so selten und wegen der nicht hinreichenden Zuverlässigkeit der Stabdosisanzeige im niederenergetischen Bereich so zweifelhaft, daß hier noch keine Untersuchungen größeren Umfangs möglich waren. Dies erscheint im vorliegenden Zusammenhang jedoch auch weniger wichtig, da im mittelharten und weichen Strahlenbereich bisher noch keine ins Gewicht fallenden Unterschiede zwischen Stabdosis und Filmdosis beobachtet wurden.

4. Diskussion der Ergebnisse

Die Tabellen 1 - 16 enthalten eine Gegenüberstellung der Film- und Stabdosiswerte der Monate Januar 1971 bis April 1972 nebst einer Mittelwert- und Fehlerrechnung. Zu den Tabellen seien folgende Erläuterungen vorausgeschickt:

1. Die Spalte "QUAL" enthält eine qualitative Bewertung des Ergebnisses. Es bedeuten:

++ Übereinstimmung innerhalb	0 - 15 %
+ Übereinstimmung innerhalb	15 - 30 %
Übereinstimmung innerhalb	30 - 45 %
- Übereinstimmung innerhalb	45 - 60 %
-- Abweichung größer als	60 %

2. Die Spalte "PROZ.DIFF" enthält die Differenzen zwischen Film- und Stabdosis, bezogen auf die Stabdosis, in %, d.h.:

$$\frac{\text{FILMDOSIS} - \text{STABDOSIS}}{\text{STABDOSIS}} \cdot 100$$

3. In die Statistik wurden nur solche Werte aufgenommen, in denen entweder die Film- oder Stabdosis mindestens 40 mR betragen. Es lag auf der Hand, daß im Bereich von niedrigeren Dosen eine statistische Aussage jeden Sinn verliert, da hier die untere Meßgrenze der Filme sowie der Selbstablauf der Stabdosis und der natürliche Strahlenpegel, der von den Stabdosisgeräten mit erfaßt wird, von den Filmen jedoch nicht, stark ins Gewicht fallen.

4. Ausgelassen sind ferner alle solchen Werte, bei denen aufgrund der Tätigkeit der Person bzw. der Aufzeichnungen und Aussagen der zuständigen Strahlenschutzverantwortlichen ein starker Verdacht auf Fehlmessungen gegeben war.

Bei der folgenden Beurteilung des Ergebnisses ist zunächst zu berücksichtigen, daß - selbst bei sorgfältigster Handhabung und Buchführung der Dosimeter - infolge defekter Dosimeter oder nicht kontrollierbarer Arbeitsumstände Fehlmessungen nicht ausgeschlossen werden können. Dabei sind Fehler bei der Filmauswertung durch einen Vergleich der Filterverhältnisse mit den entsprechenden Werten der Arbeitskollegen noch relativ leicht zu erkennen, hingegen sind falsche Stabdosisanzeigen oder Besonderheiten der Arbeitsbedingungen nachträglich nicht mehr zu erkennen oder zu rekonstruieren. Auch reine Fehler bei der Ablesung und Eintragung sind nicht auszuschließen. Es ist daher einzukalkulieren, daß zumindest einige der Fälle, in denen Film- und Stabdosis mehr oder weniger starke Diskrepanzen aufweisen, auf derartige Effekte zurückzuführen sind. Derartige Möglichkeiten liegen in der Natur eines statistischen Vergleichs und gelegentlich auftretende starke Abweichungen müssen daher entsprechend bewertet werden.

Das zusammenfassende Ergebnis der Tabellen zeigt, daß in mehr als 88 % aller Fälle eine Übereinstimmung innerhalb von ± 45 % vorliegt. Die mittlere quadratische Abweichung beträgt etwa ± 25 %.

In ca. 12 % aller Fälle liegt eine Abweichung von mehr als 45 % vor, in 4 % von mehr als 60 %. Es mag dahingestellt sein, welche Bedeutung man diesen gelegentlich sehr starken Abweichungen im Rahmen des Strahlenschutzes beimißt. Von weit größerer Bedeutung ist jedenfalls die Frage, wie sich die gelegentlich starken Abweichungen auf die Aufsummierung der Dosen im Laufe mehrerer Monate bzw. Jahre auswirken, ob sie sich dabei im erträglichen Maße herausmitteln oder nicht. Diese Frage wurde auf verschiedene Weisen untersucht:

1. Bei der Prüfung, ob sich die Abweichungen im Laufe der Zeit herausmitteln, sollte es statistisch keine Rolle spielen, ob man die Dosen einzelner Personen für sich oder die Dosen beliebiger Personen insgesamt addiert. Es wurde daher in den Tabellen 1 - 16 die monatliche Gesamtsumme der Film- und Stabdosen aller untersuchten Personen angegeben, so daß hierzu ein Vergleich möglich ist. Darüber hinaus wurde die Gesamtsumme aller Personendosen über den gesamten Untersuchungszeitraum von 16 Monaten gebildet. Bei dieser Aufsummierung wurden auch alle zweifelhaften Fälle, die bei den monatlichen Tabellen mit Absicht ausgelassen wurden, sowie auch die Dosen unterhalb von 40 mR mit einbezogen; denn entscheidend ist letztlich, ob im Ablauf eines längeren Zeitraumes die Summe aller - gleich wie gearteten - Messungen in brauchbarer Näherung übereinstimmt.

Es ergaben sich folgende Werte:

Anzahl der addierten Dosen:	511
Gesamtsumme aller Filmdosen:	77653 mR
Gesamtsumme aller Stabdosen:	76190 mR
Differenz zwischen Film- und Stabdosis:	1,9 % *

2. Von besonderem Interesse ist die Frage, wie weit bei Einzelpersonen die Integration der Film- und Stabdosis nach Ablauf eines längeren Zeitraumes übereinstimmt. Diese Frage wird durch Tabelle 17 beantwortet. In dieser sind alle Personen zusammengefaßt, bei denen mehr als achtmal eine von Null verschiedene Monatsdosis vorlag, und die Summe über diese Dosen gebildet. Die Anzahl der Monate, in denen eine von 0 verschiedene Dosis vorlag, ist in der Spalte "MONATE" enthalten.

* Die umfangreiche Tabelle über die Aufsummierung dieser Dosen wird im Jahresbericht 1971 der Zentralabteilung Strahlenschutz der Kernforschungsanlage Jülich veröffentlicht.

3. Die Gegenüberstellung der monatlichen Endsummen der Film- und Stabdosen der Tabellen 1 - 16 ergibt (Werte in mR):

Monat	Filmdosen	Summe der Stabdosen
Januar	3488	3259
Februar	1293	1716
März	2996	3314
April	2119	2057
Mai	2555	2092
Juni	1869	2139
Juli	2113	2684
August	3475	3953
September	7999	7063
Oktober	8234	7237
November	3465	3408
Dezember	4525	3912
Januar	8488	7149
Februar	7726	8399
März	7359	6989
April	4422	5113
Summe	72126	70484

4. Laut Tabelle 17 stimmt die über mehrere Monate integrierte Personendosis (im vorliegenden Falle bestehend aus mindestens 8 Einzel-Monats-Dosen) bei Film- und Stabdosis innerhalb von $\pm 30\%$ überein (maximaler Wert: $+16\%$, minimaler Wert: -29%). Die Übereinstimmung wird - naturgemäß - um so besser, je mehr Monate bei der Integration zusammengefaßt werden. Die mittlere prozentuale Abweichung der Einzelwerte beträgt $\pm 14,1\%$.

(Zu den unter Ziffer 2. - 4. genannten Summenwerten sei nochmals hervorgehoben, daß die monatlichen Zusammenstellungen unter Ziffer 3. alle Dosen unterhalb von 40 mR sowie alle zweifelhaften bzw. fehlerverdächtigen "Ausreißer" außer acht lassen, während die unter 2. und 4. aufgeführten Summen diese Werte mit einschließen. Dies erklärt den Umstand, daß die Werte scheinbar nicht in Einklang zu stehen scheinen.)

5. Abschließende Betrachtungen

Gleichgültig, unter welchen Gesichtspunkten die Addition der einzelnen Dosen vorgenommen wurde - ob mit oder ohne Ausreißer und niedrigen Dosen -, sie führt in allen Fällen zu dem Ergebnis, daß die Addition der Film- und Stabdosen im Endeffekt mit hinreichender Genauigkeit übereinstimmen und die Abweichungen um so kleiner werden, je mehr Werte in die Addition einbezogen sind. Bei der Summation über ein Jahr liegt die Abweichung innerhalb von $\pm 30\%$, bei der Addition von 511 Einzeldosen innerhalb von $1,9\%$. Eine systematische Über- oder Unterbewertung einer der beiden Dosen liegt nicht vor. Selbst starke, gelegentliche Diskrepanzen mitteln sich mit hinreichender Genauigkeit auf die Dauer wieder heraus.

Problematisch können starke Diskrepanzen nur dann werden, wenn sie in die Nähe der meldepflichtigen Werte kommen. In diesen Fällen bedarf es einer besonderen Abwägung der näheren Umstände und des Gewichtes, dem man dem einen oder anderen Dosimeter - je nach der Situation - zu geben gewillt ist. In Zweifelsfällen sollte man dem höheren Wert den Vorzug geben, um auf der sicheren Seite zu liegen.

Da überdies bei der Aufsummierung der Dosen die Abweichungen immer kleiner werden, dürfte dies auch in analoger Weise für entsprechend hohe Einzeldosen zutreffen, so daß sich das Problem starker Diskrepanzen im Bereich meldepflichtiger Dosen nicht so sehr stellt. Laut Tabelle 17 ist bei Dosen über 1000 mR mit einer Diskrepanz von höchstens $\pm 30\%$ zu rechnen, eine für meldepflichtige Dosen im Rahmen des Strahlenschutzes hinreichende Genauigkeit.

Zweifellos sind Fälle denkbar, in denen infolge gelegentlich auftretender starker Diskrepanzen im Falle einer Meldepflicht Probleme entstehen, für den Schutz der Gesundheit der betroffenen Person sind sie jedenfalls ohne große Bedeutung. Bedenkt man insbesondere, welche sonstigen Fehlerquellen bei der Messung der sog. "Ganzkörper"-Dosis gegeben sind (hierbei sei insbesondere auf den Umstand verwiesen, daß die Messung an nur einer einzigen Körperstelle vorgenommen wird), so verlieren Fragen nach höherer Genauigkeit der Personendosimeter wesentlich an Bedeutung. Dann werden ganz andere Gesichtspunkte wie Preis, technische Handhabung, Informationen und Indikationen, die über die reine Dosisangabe hinausgehen (z.B. über Strahlenqualität, Strahlrichtung, Kontaminationen, beabsichtigte oder unbeabsichtigte Verfälschungen u.a.m.) für die Wahl eines geeigneten Dosimeters ausschlaggebend.

Als Fazit ergibt sich, daß das Filmdosimeter im Bereich kerntechnischer Anlagen, die unter ähnlichen Bedingungen arbeiten wie die getesteten, offenbar für Strahlenschutz Zwecke ein hinreichend genaues Dosimeter darstellt. Voraussetzung ist allerdings eine Neukalibrierung der Härtefaktoren.

Wieweit diese Aussagen auch auf den Bereich niederenergetischer Strahlenqualitäten zutreffen, konnte nicht getestet werden. Es steht jedoch zu vermuten, daß hierbei die Situation nicht wesentlich anders ist.

Tabelle 1

MITTELWERT- UND FEHLERRECHNUNG

VERGLEICH DER MESSERGEBNISSE VON FILM- UND STABDOSIMETER
MONAT JANUAR 1971

LFD.NR.	FILMD.	STABD.	QUAL.	PROZ.DIFF.	ABW.V.MITTEL	QUADRAT D.ABW.
1	186.	142.		30.99	18.81	353.78
2	182.	155.	+	17.42	5.24	27.48
3	342.	306.	++	11.76	-0.41	0.17
4	91.	102.	++	-10.78	-22.96	527.21
5	76.	101.	+	-24.75	-36.93	1363.77
6	58.	46.	+	26.09	13.91	193.49
7	420.	506.	+	-17.00	-29.17	851.05
8	192.	188.	++	2.13	-10.05	100.98
9	166.	122.		36.07	23.89	570.68
10	121.	120.	++	0.83	-11.34	128.67
11	214.	212.	++	0.94	-11.23	126.19
12	162.	132.	+	22.73	10.55	111.31
13	150.	118.	+	27.12	14.94	223.26
14	268.	268.	++	0.0	-12.18	148.27
15	125.	127.	++	-1.57	-13.75	189.10
16	109.	82.		32.93	20.75	430.57
17	196.	166.	+	18.07	5.90	34.76
18	133.	130.	++	2.31	-9.87	97.40
19	110.	71.	-	54.93	42.75	1827.80
20	187.	165.	++	13.33	1.16	1.34
SUMME	20	3488.	3259.	243.53	0.00	7307.27
MITTELWERT		174.	163.	12.18	0.00	384.59
MITTL. QUADR. ABW.					19.61	

Tabelle 2

MITTELWERT- UND FEHLERRECHNUNG

VERGLEICH DER MESSERGEBNISSE VON FILM- UND STABDOSIMETER
MONAT FEBRUAR 1971

LFD.NR.	FILMD.	STABD.	QUAL.	PROZ.DIFF.	ABW.V.MITTEL	QUADRAT D.ABW.
1	64.	98.		-34.69	-7.22	52.13
2	70.	150.	-	-53.33	-25.86	668.71
3	51.	137.	--	-62.77	-35.30	1246.08
4	317.	337.	++	-5.93	21.54	463.93
5	103.	90.	++	14.44	41.92	1757.14
6	165.	179.	++	-7.82	19.65	386.23
7	76.	124.		-38.71	-11.24	126.24
8	142.	159.	++	-10.69	16.78	281.64
9	74.	144.	-	-48.61	-21.14	446.78
10	180.	217.	+	-17.05	10.42	108.64
11	51.	81.		-37.04	-9.56	91.45
SUMME	11	1293.	1716.	-302.21	-0.00	5628.97
MITTELWERT		118.	156.	-27.47	-0.00	562.90
MITTL. QUADR. ABW.					23.73	

Tabelle 3

MITTELWERT- UND FEHLERRECHNUNG

VERGLEICH DER MESSERGEBNISSE VON FILM- UND STABDOSIMETER
MONAT MAERZ 1971

LF.D.NR.	FILM.D.	STABD.	QUAL.	PROZ.DIFF.	ABW.V.	MITTEL	QUADRAT	D.ABW.
1	240.	197.	+	21.83	47.10	2218.16		
2	344.	300.	++	14.67	39.94	1594.94		
3	394.	361.	++	9.14	34.41	1184.14		
4	192.	188.	++	2.13	27.40	750.63		
5	164.	179.	++	-8.38	16.89	285.28		
6	437.	328.		33.23	58.50	3422.45		
7	337.	253.		33.20	58.47	3418.92		
8	356.	253.		40.71	65.98	4353.55		
9	46.	79.		-41.77	-16.50	272.32		
10	44.	82.	-	-46.34	-21.07	444.01		
11	49.	80.		-38.75	-13.48	181.71		
12	52.	91.		-42.86	-17.59	309.31		
13	44.	194.	--	-77.32	-52.05	2709.16		
14	40.	96.	-	-58.33	-33.06	1093.18		
15	40.	133.	--	-69.92	-44.65	1994.05		
16	44.	75.		-41.33	-16.06	258.03		
17	40.	106.	--	-62.26	-36.99	1368.57		
18	47.	126.	--	-62.70	-37.43	1400.89		
19	42.	103.	-	-59.22	-33.95	1152.83		
20	44.	90.	-	-51.11	-25.84	667.76		
SUMME	20	2996.	3314.	-505.40	-0.00	29079.84		
MITTELWERT		150.	166.	-25.27	-0.00	1530.52		
MITTL.QUADR.ABW.					39.12			

Tabelle 4

MITTELWERT- UND FEHLERRECHNUNG

VERGLEICH DER MESSERGEBNISSE VON FILM- UND STABDOSIMETER
MONAT APRIL 1971

LF.D.NR.	FILM.D.	STABD.	QUAL.	PROZ.DIFF.	ABW.V.	MITTEL	QUADRAT	D.ABW.
1	280.	265.	++	5.66	2.34	5.48		
2	307.	332.	++	-7.53	-10.85	117.72		
3	94.	103.	++	-8.74	-12.06	145.38		
4	85.	84.	++	1.19	-2.13	4.53		
5	231.	250.	++	-7.60	-10.92	119.24		
6	117.	120.	++	-2.50	-5.82	33.87		
7	100.	159.		-37.11	-40.43	1634.30		
8	296.	223.		32.74	29.42	865.29		
9	183.	153.	+	19.61	16.29	265.31		
10	102.	95.	++	7.37	4.05	16.39		
11	137.	118.	+	16.10	12.78	163.38		
12	187.	155.	+	20.65	17.33	300.18		
SUMME	12	2119.	2057.	39.83	0.00	3671.06		
MITTELWERT		177.	171.	3.32	0.00	333.73		
MITTL.QUADR.ABW.					18.27			

Tabelle 5

MITTELWERT- UND FEHLERRECHNUNG

VERGLEICH DER MESSERGEBNISSE VON FILM- UND STABDOSIMETER
MONAT MAI 1971

LFD.NR.	FILMD.	STABD.	QUAL.	PROZ.DIFF.	ABW.V.	MITTEL QUADRAT	D.ABW.
1	185.	163.	++	13.50	-12.83	164.63	
2	97.	77.	+	25.97	-0.35	0.13	
3	55.	41.		34.15	7.82	61.13	
4	155.	204.	+	-24.02	-50.35	2534.86	
5	176.	209.	+	-15.79	-42.12	1773.86	
6	80.	88.	++	-9.09	-35.42	1254.48	
7	137.	113.	+	21.24	-5.09	25.90	
8	182.	187.	++	-2.67	-29.00	841.09	
9	157.	137.	++	14.60	-11.73	137.58	
10	298.	190.	-	56.84	30.51	931.12	
11	271.	194.		39.69	13.36	178.57	
12	156.	116.		34.48	8.15	66.50	
13	155.	75.	--	106.67	80.34	6454.34	
14	276.	172.	--	60.47	34.14	1165.36	
15	175.	126.		38.89	12.56	157.78	
SUMME	15	2555.	2092.	394.92	0.00	15747.30	
MITTELWERT		170.	139.	26.33	0.00	1124.81	
MITTL. QUADR. ABW.						33.54	

Tabelle 6

MITTELWERT- UND FEHLERRECHNUNG

VERGLEICH DER MESSERGEBNISSE VON FILM- UND STABDOSIMETER
MONAT JUNI 1971

LFD.NR.	FILMD.	STABD.	QUAL.	PROZ.DIFF.	ABW.V.	MITTEL QUADRAT	D.ABW.
1	175.	150.	+	16.67	32.67	1067.34	
2	77.	150.	-	-48.67	-32.66	1066.88	
3	84.	101.	+	-16.83	-0.83	0.69	
4	56.	119.	-	-52.94	-36.94	1364.39	
5	63.	73.	++	-13.70	2.30	5.31	
6	172.	186.	++	-7.53	8.48	71.85	
7	215.	227.	++	-5.29	10.72	114.86	
8	124.	147.	+	-15.65	0.36	0.13	
9	91.	96.	++	-5.21	10.80	116.54	
10	302.	274.	++	10.22	26.22	687.62	
11	164.	167.	++	-1.80	14.21	201.84	
12	119.	156.	+	-23.72	-7.71	59.51	
13	45.	56.	+	-19.64	-3.64	13.25	
14	47.	89.	-	-47.19	-31.19	972.66	
15	135.	148.	++	-8.78	7.22	52.12	
SUMME	15	1869.	2139.	-240.05	-0.00	5794.97	
MITTELWERT		125.	143.	-16.00	-0.00	413.93	
MITTL. QUADR. ABW.						20.35	

Tabelle 7

MITTELWERT- UND FEHLERRECHNUNG

VERGLEICH DER MESSERGEBNISSE VON FILM- UND STABDOSIMETER
MONAT JULI 1971

LFZ.NR.	FILM.	STABD.	QUAL.	PROZ. DIFF.	ABW. V. MITTEL	QUADRAT D. ABW.
1	127.	173.	+	-26.59	-6.47	41.91
2	150.	245.		-38.78	-18.66	348.19
3	86.	110.	+	-21.82	-1.70	2.90
4	58.	85.		-31.76	-11.65	135.70
5	82.	126.		-34.92	-14.80	219.19
6	65.	91.	+	-28.57	-8.46	71.50
7	107.	143.	+	-25.17	-5.06	25.59
8	66.	83.	+	-20.48	-0.37	0.13
9	291.	262.	++	11.07	31.18	972.47
10	94.	88.	++	6.82	26.93	725.43
11	83.	84.	++	-1.19	18.93	358.16
12	67.	81.	+	-17.28	2.83	8.02
13	121.	170.	+	-28.82	-8.71	75.83
14	172.	248.		-30.65	-10.53	110.87
15	99.	112.	++	-11.61	8.51	72.40
16	43.	55.	+	-21.82	-1.70	2.90
17	47.	49.	++	-4.08	16.03	257.09
18	126.	149.	+	-15.44	4.68	21.90
19	45.	54.	+	-16.67	3.45	11.90
20	74.	111.		-33.33	-13.22	174.71
21	52.	54.	++	-3.70	16.41	269.35
22	58.	111.	-	-47.75	-27.63	763.53
SUMME	22	2113.	2684.	-442.55	-0.00	4669.65
MITTELWERT		96.	122.	-20.12	-0.00	222.36
MITTL. QUADR. ABW.					14.91	

Tabelle 8

MITTELWERT- UND FEHLERRECHNUNG

VERGLEICH DER MESSERGEBNISSE VON FILM- UND STABDOSIMETER
MONAT AUGUST 1971

LFD.NR.	FILM.	STABD.	QUAL.	PROZ.DIFF.	ABW.V.	MITTEL QUADRAT D.ABW.
1	319.	378.	+	-15.61	-3.81	14.51
2	82.	120.		-31.67	-19.87	394.70
3	121.	149.	+	-18.79	-6.99	48.89
4	102.	178.		-42.70	-30.90	954.63
5	144.	230.		-37.39	-25.59	654.94
6	220.	245.	++	-10.20	1.60	2.55
7	167.	171.	++	-2.34	9.46	89.50
8	134.	134.	++	0.0	11.80	139.23
9	122.	146.	+	-16.44	-4.64	21.52
10	94.	114.	+	-17.54	-5.74	33.00
11	357.	388.	++	-7.99	3.81	14.51
12	165.	149.	++	10.74	22.54	507.95
13	135.	121.	++	11.57	23.37	546.14
14	65.	110.		-40.91	-29.11	847.37
15	176.	165.	++	6.67	18.47	341.00
16	151.	165.	++	-8.48	3.31	10.99
17	98.	116.	+	-15.52	-3.72	13.82
18	108.	185.		-41.62	-29.82	889.36
19	126.	130.	++	-3.08	8.72	76.08
20	239.	188.	+	27.13	38.93	1515.32
21	99.	130.	+	-23.85	-12.05	145.12
22	157.	125.	+	25.60	37.40	1398.72
23	94.	116.	+	-18.97	-7.17	51.35
SUMME	23	3475.	3953.	-271.39	-0.00	8711.19
MITTELWERT		151.	172.	-11.80	-0.00	395.96
MITTL.QUADR.ABW.					19.90	

Tabelle 9

MITTELWERT- UND FEHLERRECHNUNG

VERGLEICH DER MESSERGEBNISSE VON FILM- UND STABDOSIMETER
MONAT SEPTEMBER 1971

LFD.NR.	FILMD.	STABD.	QUAL.	PROZ.DIFF.	ABW.V.	MITTEL	QUADRAT	D.ABW.
1	438.	371.	+	18.06	3.39		11.48	
2	349.	392.	++	-10.97	-25.64		657.47	
3	136.	100.		36.00	21.33		454.89	
4	58.	50.	+	16.00	1.33		1.76	
5	389.	356.	++	9.27	-5.40		29.18	
6	451.	375.	+	20.27	5.59		31.30	
7	471.	355.		32.68	18.00		324.15	
8	282.	192.	-	46.88	32.20		1037.05	
9	464.	458.	++	1.31	-13.36		178.54	
10	315.	367.	++	-14.17	-28.84		831.79	
11	112.	104.	++	7.69	-6.98		48.71	
12	392.	419.	++	-6.44	-21.12		445.87	
13	128.	139.	++	-7.91	-22.59		510.10	
14	619.	396.	-	56.31	41.64		1734.00	
15	99.	70.		41.43	26.76		715.92	
16	603.	462.		30.52	15.85		251.15	
17	340.	213.	-	59.62	44.95		2020.74	
18	232.	174.		33.33	18.66		348.25	
19	274.	195.		40.51	25.84		667.76	
20	236.	269.	++	-12.27	-26.94		725.73	
21	121.	62.	--	95.16	80.49		6478.55	
22	153.	105.	-	45.71	31.04		963.64	
23	192.	146.		31.51	16.84		283.42	
24	72.	65.	++	4.35	-10.32		106.58	
25	140.	198.	+	-29.29	-43.96		1932.90	
26	82.	104.	+	-21.15	-35.83		1283.48	
27	112.	101.	++	10.89	-3.78		14.29	
28	110.	100.	++	10.00	-4.67		21.83	
29	90.	96.	++	-6.25	-20.92		437.72	
30	87.	79.	++	10.13	-4.55		20.66	
31	73.	64.	++	14.06	-0.61		0.37	
32	140.	161.	++	-13.04	-27.72		768.14	
33	109.	151.	+	-27.81	-42.49		1805.09	
34	130.	170.	+	-23.53	-38.20		1459.33	
SUMME	34	7999.	7063.	498.84	0.00		26601.80	
MITTELWERT		235.	208.	14.67	0.00		806.11	
MITTL. QUADR. ABW.					28.39			

Tabelle 10

MITTELWERT- UND FEHLERRECHNUNG

VERGLEICH DER MESSERGEBNISSE VON FILM- UND STABDOSIMETER
MONAT OKTOBER 1971

LFD.NR.	FILMD.	STABD.	QUAL.	PROZ.DIFF.	ABW.V.MITTEL	QUADRAT D.ABW.
1	341.	276.	+	23.55	9.35	87.37
2	408.	343.	+	18.95	4.75	22.54
3	435.	439.	++	-0.91	-15.11	228.45
4	227.	203.	++	11.82	-2.38	5.67
5	251.	248.	++	1.21	-12.99	168.83
6	235.	205.	++	14.63	0.43	0.19
7	488.	312.	-	56.41	42.21	1781.43
8	162.	138.	+	17.39	3.19	10.16
9	457.	506.	++	-9.68	-23.89	570.59
10	431.	405.	++	6.42	-7.78	60.58
11	75.	80.	++	-6.25	-20.45	418.34
12	114.	196.	-	-41.84	-56.04	3140.48
13	58.	56.	++	3.57	-10.63	113.04
14	139.	167.	+	-16.77	-30.97	959.12
15	265.	261.	++	1.53	-12.67	160.55
16	55.	178.	--	-69.10	-83.30	6939.61
17	495.	359.	-	37.88	23.68	560.73
18	65.	68.	++	-4.41	-18.62	346.52
19	736.	455.	--	61.76	47.55	2261.47
20	107.	91.	+	17.58	3.38	11.42
21	61.	119.	-	-48.74	-62.94	3961.79
22	115.	84.	-	36.90	22.70	515.36
23	88.	118.	+	-25.42	-39.63	1570.30
24	65.	61.	++	6.56	-7.65	58.46
25	87.	75.	+	16.00	1.80	3.23
26	116.	116.	++	0.0	-14.20	201.73
27	97.	70.	-	38.57	24.37	593.81
28	132.	115.	++	14.78	0.58	0.34
29	113.	81.	-	39.51	25.30	640.24
30	136.	110.	+	23.64	9.43	88.98
31	208.	151.	-	37.75	23.55	554.37
32	192.	136.	-	41.18	26.97	727.55
33	196.	124.	-	58.06	43.86	1923.81
34	165.	132.	+	25.00	10.80	116.57
35	100.	62.	--	61.29	47.09	2217.19
36	117.	71.	--	64.79	50.59	2558.89
37	86.	89.	++	-3.37	-17.57	308.85
38	130.	91.	-	42.86	28.65	821.04
39	123.	120.	++	2.50	-11.70	136.97
40	179.	178.	++	0.56	-13.64	186.09
41	56.	65.	++	-13.85	-28.05	786.77
42	128.	83.	-	54.22	40.01	1601.09
SUMME	42	8234.	7237.	596.54	0.00	37420.42
MITTELWERT		196.	172.	14.20	0.00	912.69
MITTL. QUADR. ABW.					30.21	

Tabelle 11

MITTELWERT- UND FEHLERRECHNUNG

VERGLEICH DER MESSERGEBNISSE VON FILM- UND STABDOSIMETER
MONAT NOVEMBER 1971

LF.D.NR.	FILMD.	STABD.	QUAL.	PROZ.DIFF.	ABW.V.	MITTEL QUADRAT	D.ABW.
1	152.	209.	+	-27.27	-28.25	797.84	
2	148.	136.	++	8.82	7.85	61.62	
3	172.	197.	++	-12.69	-13.66	186.70	
4	58.	64.	++	-9.38	-10.35	107.09	
5	78.	88.	++	-11.36	-12.34	152.20	
6	200.	213.	++	-6.10	-7.08	50.08	
7	158.	219.	+	-27.85	-28.83	831.01	
8	49.	52.	++	-5.77	-6.74	45.46	
9	57.	79.	+	-27.85	-28.82	830.68	
10	42.	56.	+	-25.00	-25.97	674.62	
11	82.	59.		38.98	38.01	1444.73	
12	159.	138.	+	15.22	14.24	202.89	
13	46.	47.	++	-2.13	-3.10	9.62	
14	98.	103.	++	-4.85	-5.83	33.96	
15	98.	98.	++	0.0	-0.97	0.95	
16	293.	270.	++	8.52	7.55	56.93	
17	88.	89.	++	-1.12	-2.10	4.40	
18	205.	160.	+	28.13	27.15	737.21	
19	144.	117.	+	23.08	22.10	488.56	
20	51.	65.	+	-21.54	-22.51	506.78	
21	209.	156.		33.97	33.00	1089.06	
22	87.	80.	++	8.75	7.78	60.48	
23	93.	97.	++	-4.12	-5.10	25.98	
24	76.	81.	++	-6.17	-7.15	51.07	
25	155.	117.		32.48	31.51	992.58	
26	78.	72.	++	8.33	7.36	54.17	
27	193.	143.		34.97	33.99	1155.43	
28	49.	73.		-32.88	-33.85	1145.83	
29	147.	130.	++	13.08	12.10	146.49	
SUMME	29	3465.	3408.	28.23	-0.00	11944.38	
MITTELWERT		119.	118.	0.97	-0.00	426.58	
MITTL. QUADR. ABW.					20.65		

Tabelle 12

MITTELWERT- UND FEHLERRECHNUNG

VERGLEICH DER MESSERGEBNISSE VON FILM- UND STABDOSIMETER
MONAT DEZEMBER 1971

LFD.NR.	FILMD.	STABD.	QUAL.	PROZ.DIFF.	ABW.V.MITTEL	QUADRAT D.ABW.
1	60.	55.	++	9.09	-5.59	31.29
2	155.	126.	+	23.02	8.33	69.41
3	109.	106.	++	2.83	-11.85	140.53
4	43.	43.	++	0.0	-14.68	215.64
5	50.	54.	++	-7.41	-22.09	488.06
6	67.	78.	++	-14.10	-28.79	828.70
7	141.	144.	++	-2.08	-16.77	281.16
8	48.	52.	++	-7.69	-22.38	500.73
9	359.	277.	+	29.60	14.92	222.55
10	44.	64.		-31.25	-45.93	2109.99
11	169.	157.	++	7.64	-7.04	49.58
12	467.	410.	++	13.90	-0.78	0.61
13	124.	92.		34.78	20.10	403.93
14	109.	80.		36.25	21.57	465.06
15	128.	90.		42.22	27.54	758.32
16	97.	79.	+	22.78	8.10	65.61
17	364.	381.	++	-4.46	-19.15	366.59
18	141.	105.		34.29	19.60	384.20
19	95.	85.	++	11.76	-2.92	8.53
20	270.	203.		33.00	18.32	335.63
21	146.	130.	++	12.31	-2.38	5.65
22	216.	128.	—	68.75	54.07	2923.07
23	156.	155.	++	0.65	-14.04	197.11
24	137.	130.	++	5.38	-9.30	86.49
25	165.	129.	+	27.91	13.22	174.83
26	144.	122.	+	18.03	3.35	11.21
27	162.	150.	++	8.00	-6.68	44.68
28	97.	82.	+	18.29	3.61	13.02
29	77.	70.	++	10.00	-4.68	21.95
30	185.	135.		37.04	22.35	499.63
SUMME	30	4525.	3912.	440.54	0.00	11703.71
MITTELWERT		151.	130.	14.68	0.00	403.58
MITTL. QUADR. ABW.					20.09	

Tabelle 13

MITTELWERT- UND FEHLERRECHNUNG

VERGLEICH DER MESSERGEBNISSE VON FILM- UND STABDOSIMETER
MONAT JANUAR 1972

LFD.NR.	FILM.	STABD.	QUAL.	PROZ.DIFF.	ABW.V.MITTEL	QUADRAT D.ABW.
1	82.	68.	+	20.59	0.94	0.89
2	132.	116.	++	13.79	-5.85	34.23
3	176.	146.	+	20.55	0.90	0.82
4	70.	51.		37.25	17.61	310.16
5	94.	70.		34.29	14.64	214.39
6	94.	80.	+	17.50	-2.14	4.60
7	372.	245.	-	51.84	32.19	1036.40
8	101.	85.	+	18.82	-0.82	0.67
9	590.	440.		34.09	14.45	208.72
10	86.	68.	+	26.47	6.83	46.61
11	355.	343.	++	3.50	-16.15	260.66
12	146.	95.	-	53.68	34.04	1158.76
13	660.	547.	+	20.66	1.01	1.03
14	318.	353.	++	-9.92	-29.56	873.71
15	355.	341.	++	4.11	-15.54	241.43
16	443.	427.	++	3.75	-15.90	252.70
17	180.	187.	++	-3.74	-23.39	546.95
18	107.	91.	+	17.58	-2.06	4.25
19	185.	136.		36.03	16.39	268.49
20	136.	99.		37.37	17.73	314.36
21	248.	191.	+	29.84	10.20	104.03
22	306.	199.	-	53.77	34.13	1164.53
23	252.	236.	++	6.78	-12.86	165.48
24	308.	272.	++	13.24	-6.41	41.07
25	182.	119.	-	52.94	33.30	1108.73
26	173.	128.		35.16	15.51	240.64
27	160.	138.	+	15.94	-3.70	13.70
28	103.	97.	++	6.19	-13.46	181.12
29	202.	170.	+	18.82	-0.82	0.67
30	142.	109.		30.28	10.63	113.03
31	86.	59.	-	45.76	26.12	682.21
32	128.	87.	-	47.13	27.48	755.31
33	255.	184.		38.59	18.94	358.85
34	118.	165.	+	-28.48	-48.13	2316.35
35	84.	82.	++	2.44	-17.20	296.00
36	190.	183.	++	3.83	-15.82	250.22
37	73.	88.	+	-17.05	-36.69	1346.09
38	129.	101.	+	27.72	8.08	65.27
39	377.	240.	-	57.08	37.44	1401.73
40	80.	84.	++	-4.76	-24.41	595.63
41	66.	72.	++	-8.33	-27.98	782.71
42	93.	88.	++	5.68	-13.96	194.93
43	51.	69.	+	-26.09	-45.73	2091.28
SUMME	43	8488.	7149.	844.68	0.00	20049.35
MITTELWERT		197.	166.	19.64	0.00	477.37
MITTL. QUADR. ABW.						21.85

Tabelle 14

MITTELWERT- UND FEHLERRECHNUNG

VERGLEICH DER MESSERGEBNISSE VON FILM- UND STABDOSIMETER
MONAT FEBRUAR 1972

LFD.NR.	FILMD.	STABD.	QUAL.	PROZ.DIFF.	ABW.V.	MITTEL	QUADRAT	D.ABW.
1	186.	168.	++	10.71		12.95		167.59
2	565.	487.	+	16.02		18.25		332.98
3	193.	550.	--	-64.91		-62.68		3928.49
4	158.	228.		-30.70		-28.47		810.56
5	85.	85.	++	0.0		2.23		4.98
6	145.	71.	--	104.23		106.46		11333.04
7	80.	93.	++	-13.98		-11.75		137.99
8	99.	91.	++	8.79		11.02		121.50
9	181.	218.	+	-16.97		-14.74		217.30
10	74.	87.	++	-14.94		-12.71		161.57
11	191.	461.	-	-58.57		-56.34		3173.85
12	370.	294.	+	25.85		28.08		788.58
13	58.	87.		-33.33		-31.10		967.33
14	336.	333.	++	0.90		3.13		9.81
15	220.	344.		-36.05		-33.82		1143.46
16	117.	110.	++	6.36		8.60		73.87
17	444.	463.	++	-4.10		-1.87		3.51
18	293.	344.	++	-14.83		-12.59		158.61
19	257.	264.	++	-2.65		-0.42		0.18
20	57.	53.	++	7.55		9.78		95.62
21	254.	256.	++	-0.78		1.45		2.10
22	151.	196.	+	-22.96		-20.73		429.64
23	280.	320.	++	-12.50		-10.27		105.44
24	48.	60.	+	-20.00		-17.77		315.72
25	349.	195.	--	78.97		81.21		6594.37
26	81.	71.	++	14.08		16.32		266.21
27	149.	146.	++	2.05		4.29		18.37
28	240.	218.	++	10.09		12.32		151.86
29	286.	258.	++	10.85		13.08		171.19
30	136.	142.	++	-4.23		-1.99		3.98
31	132.	162.	+	-18.52		-16.29		265.27
32	124.	109.	++	13.76		15.99		255.77
33	130.	118.	++	10.17		12.40		153.78
34	63.	75.	+	-16.00		-13.77		189.57
35	224.	196.	++	14.29		16.52		272.81
36	104.	107.	++	-2.80		-0.57		0.33
37	147.	154.	++	-4.55		-2.31		5.35
38	171.	195.	++	-12.31		-10.08		101.53
39	86.	89.	++	-3.37		-1.14		1.30
40	69.	72.	++	-4.17		-1.94		3.75
41	159.	161.	++	-1.24		0.99		0.98
42	97.	155.		-37.42		-35.19		1238.19
43	137.	113.	+	21.24		23.47		550.86
SUMME	43	7726.	8399.	-95.95		-0.00		34729.13
MITTELWERT		180.	195.	-2.23		-0.00		826.88
MITTL.QUADR.ABW.						28.76		

Tabelle 15

MITTELWERT- UND FEHLERRECHNUNG

VERGLEICH DER MESSERGEBNISSE VON FILM- UND STABDOSIMETER
MONAT MAERZ 1972

LFD.NR. FILM.D. STABD.QUAL. PROZ.DIFF. ABW.V.MITTEL QUADRAT D.ABW.

1	74.	63.	+	17.46	12.46	155.19
2	348.	308.	++	12.99	7.98	63.75
3	250.	229.	++	9.17	4.17	17.37
4	282.	221.	+	27.60	22.60	510.72
5	57.	61.	++	-6.56	-11.56	133.63
6	130.	111.	+	17.12	12.11	146.76
7	45.	62.	+	-27.42	-32.42	1051.19
8	238.	126.	--	88.89	83.89	7036.89
9	265.	180.	-	47.22	42.22	1782.49
10	99.	91.	++	8.79	3.79	14.35
11	73.	68.	++	7.35	2.35	5.52
12	100.	73.		36.99	31.98	1022.95
13	64.	71.	++	-9.86	-14.86	220.87
14	77.	114.		-32.46	-37.46	1403.16
15	86.	63.		36.51	31.51	992.58
16	586.	250.	--	134.40	129.40	16743.66
17	116.	106.	++	9.43	4.43	19.64
18	177.	143.	+	23.78	18.77	352.45
19	86.	91.	++	-5.49	-10.50	110.19
20	429.	379.	++	13.19	8.19	67.08
21	356.	354.	++	0.56	-4.44	19.69
22	372.	335.	++	11.04	6.04	36.51
23	266.	298.	++	-10.74	-15.74	247.78
24	294.	257.	++	14.40	9.39	88.25
25	325.	273.	+	19.05	14.04	197.26
26	188.	198.	++	-5.05	-10.05	101.07
27	137.	180.	+	-23.89	-28.89	834.72
28	117.	190.		-38.42	-43.42	1885.62
29	105.	104.	++	0.96	-4.04	16.33
30	100.	87.	++	14.94	9.94	98.80
31	174.	140.	+	24.29	19.28	371.83
32	172.	225.	+	-23.56	-28.56	815.57
33	374.	369.	++	1.36	-3.65	13.31
34	126.	153.	+	-17.65	-22.65	513.01
35	126.	189.		-33.33	-38.34	1469.65
36	42.	69.		-39.13	-44.13	1947.73
37	137.	203.		-32.51	-37.51	1407.37
38	144.	250.		-42.40	-47.40	2247.01
39	105.	90.	+	16.67	11.66	136.05
40	117.	215.	-	-45.58	-50.58	2558.75
SUMME	40	7359.	6989.	200.11	0.00	46856.68
MITTELWERT		184.	175.	5.00	0.00	1201.45
MITTL. QUADR. ABW.					34.66	

Tabelle 16

MITTELWERT- UND FEHLERRECHNUNG

VERGLEICH DER MESSERGEBNISSE VON FILM- UND STABDOSIMETER
MONAT APRIL 1972

LFD.NR.	FILMD.	STABD.	QUAL.	PROZ.DIFF.	ABW.V.MITTEL	QUADRAT	D.ABW.
1	183.	193.	++	-5.18	7.02	49.22	
2	270.	358.	+	-24.58	-12.38	153.36	
3	112.	122.	++	-8.20	4.00	16.00	
4	59.	41.		43.90	56.10	3147.15	
5	82.	125.		-34.40	-22.20	492.97	
6	408.	332.	+	22.89	35.09	1231.21	
7	74.	84.	++	-11.90	0.29	0.09	
8	350.	449.	+	-22.05	-9.85	97.06	
9	187.	191.	++	-2.09	10.10	102.07	
10	117.	75.	-	48.10	60.30	3635.88	
11	67.	65.	++	3.08	15.27	233.29	
12	215.	222.	++	-3.15	9.04	81.79	
13	46.	60.	+	-23.33	-11.14	124.02	
14	91.	124.	+	-26.61	-14.42	207.82	
15	106.	106.	++	0.0	12.20	148.77	
16	79.	102.	+	-22.55	-10.35	107.16	
17	53.	68.	+	-22.06	-9.86	97.26	
18	172.	170.	++	1.18	13.37	178.85	
19	161.	175.	++	-10.06	2.14	4.58	
20	128.	188.		-31.91	-19.72	388.79	
21	206.	244.	+	-15.57	-3.38	11.40	
22	96.	105.	++	-8.57	3.63	13.14	
23	51.	83.		-38.55	-26.36	694.70	
24	68.	94.	+	-27.66	-15.46	239.09	
25	129.	209.		-38.28	-26.08	680.19	
26	121.	159.	+	-23.90	-11.70	136.95	
27	150.	118.	+	27.12	39.32	1545.72	
28	164.	184.	++	-10.87	1.33	1.76	
29	126.	158.	+	-20.25	-8.06	64.90	
30	53.	88.		-39.77	-27.58	760.42	
31	65.	114.		-42.98	-30.79	947.74	
32	233.	299.	+	-22.07	-9.88	97.55	
SUMME	32	4422.	5113.	-390.30	-0.00	15690.86	
MITTELWERT		138.	160.	-12.20	-0.00	506.16	
MITTL. QUADR. ABW.					22.50		

Tabelle 17

MITTELWERT- UND FEHLERRECHNUNG

VERGLEICH DER MESSERGEBNISSE VON FILM- UND STABDOSIMETER
 MONATE JANUAR 1971 BIS APRIL 1972
 INTEGRATION DER DOSEN VON EINZELPERSONEN

LFD.NR.	FILMD.	STABD.	QUAL.	PROZ.DIFF.	ABW.V.MITTEL	QUADRAT D.ABW.	MONATE
1	1830.	1713.	++	6.60	6.02	36.22	13
2	4614.	4122.	++	11.26	10.68	114.00	16
3	2491.	2119.	+	16.14	15.55	241.87	12
4	1327.	1353.	++	-1.94	-2.53	6.39	11
5	1616.	1528.	++	5.60	5.01	25.11	8
6	3000.	3500.	+	-15.38	-15.97	255.08	14
7	2074.	1782.	+	15.15	14.56	211.95	8
8	634.	548.	++	14.55	13.97	195.02	8
9	2947.	2721.	++	7.97	7.39	54.58	15
10	1048.	993.	++	5.39	4.80	23.07	9
11	5830.	5363.	++	8.34	7.76	60.19	11
12	1656.	1653.	++	0.18	-0.41	0.16	8
13	1572.	1933.	+	-20.60	-21.19	448.83	11
14	2138.	2189.	++	-2.36	-2.94	8.67	12
15	2557.	2174.	+	16.19	15.60	243.50	13
16	5791.	5156.	++	11.60	11.01	121.33	15
17	1942.	2160.	++	-10.63	-11.22	125.79	16
18	7198.	7390.	++	-2.63	-3.22	10.36	11
19	2946.	2752.	++	6.81	6.22	38.72	11
20	1045.	1332.	+	-24.15	-24.73	611.80	8
21	1360.	1749.	+	-25.02	-25.61	655.91	9
22	1001.	793.	+	23.19	22.60	510.84	10
23	1301.	1529.	+	-16.11	-16.70	278.88	10
24	3048.	2794.	++	8.70	8.11	65.76	12
25	1340.	1793.	+	-28.92	-29.50	870.52	9
26	9597.	9309.	++	3.05	2.46	6.05	12
27	1121.	1202.	++	-6.97	-7.56	57.16	9
28	3009.	2711.	++	10.42	9.83	96.69	9
SUMME	28	76033.	74361.	16.42	-0.00	5374.43	
MITTELWERT		2715.	2656.	0.59	-0.00	199.05	
MITTL. QUADR. ABW.					14.11		

DISKUSSION

BÖDEGE: Ist die Annahme richtig, daß es sich bei dem geschilderten Material um Filme aus einem besonderen Bereich handelt, die besonders ausgewertet wurden?

Unsere eigenen Erfahrungen mit Filmdosimetern sind bekanntlich anders als die von Ihnen angegebenen Ergebnisse.

ROSE: Die ausgewerteten Filme waren keine "Sonderanfertigung", die unter speziellen Experimentierbedingungen bestrahlt, entwickelt und behandelt worden wären, sondern entstammten der normalen Routineüberwachung. In die Untersuchungen einbezogen wurden allerdings nicht alle Filme, sondern nur die Filme dreier Institutionen, deren Auswahlkriterien im Referat angegeben sind, die ein möglichst vielseitiges Spektrum aller vorkommenden Strahlenqualitäten mit möglichst vielem statistischem Material abgeben sollten.

Wie im Referat ausgeführt, waren auch die Erfahrungen in der KFA Jülich bisher anders, nämlich eine Diskrepanz um das 1,7-2,0fache zwischen Film- und Stabdosis. Nach der Neukalibrierung der Filmauswertung sind die Erfahrungen jedoch so, daß Film- und Stabdosis offenbar in Einklang gebracht werden können.

PIESCH: Im KFZ Karlsruhe werden schon seit Jahren Vergleichsmessungen mit verschiedenen Personendosimetern durchgeführt, die ein wesentlich ungünstigeres Ergebnis auch im Hinblick auf eine Ausmittelung der Meßfehler ergaben. Die fehlerhafte Anzeige des Filmdosimeters führt hier beispielsweise zu Jahresdosen von 10 bis 30 rem pro Person. Haben Sie bei Ihren Vergleichsmessungen in der letzten Zeit neben Film- und Stabdosimetern keine anderen Festkörperdosimeter eingesetzt? Wie begründen Sie die Zweckmäßigkeit eines Einsatzes des Filmdosimeters, und welche Kriterien haben Sie für die Auswahl geeigneter Dosimeter in der Routineüberwachung?

ROSE: Auch in der KFA Jülich war - wie im Referat ausgeführt - das Verhältnis zwischen Film- und Stabdosiswert vor Einführung der neuen Kalibrierung wesentlich ungünstiger. Die Filmwerte lagen im Mittel um das 1,7-2,0fache über den Stabwerten. Bei der Addition der Werte lag die Summe ebenfalls um den gleichen Faktor höher. Es lag daher nahe, die Filmauswertung neu zu kalibrieren, indem man sie um den entsprechenden Faktor reduzierte. Auf diese Weise erhält man eine gute Übereinstimmung bei der Addition über einen längeren Zeitraum, und die statistischen Streuungen der Einzelwerte mitteln sich heraus. Dies wurde anhand einiger beispielhafter Tabellen dargelegt. Die bisherigen Untersuchungen über einen Zeitraum von 16 Monaten und bei drei Institutionen mit insgesamt über 500 Einzelwerten (Film- und Stabdosis) zeigen, daß mit der Neukalibrierung die Diskrepanzen offenbar grundsätzlich zu beheben sind. Sollte sich dies durch die geplante Ausdehnung der Untersuchungen auf weitere zurückliegende Jahre bestätigen, so wären die alten Filmdosisangaben als überholt anzusehen.

Die Angabe der "Jahresdosen von 10 bis 30 rem pro Person" ist so lange unzureichend, wie nicht die entsprechenden Stabdosen zum Vergleich angegeben werden. Sollte zwischen beiden Werten etwa der Faktor 2 liegen, so stimmt dieser Befund genau mit dem oben Gesagten überein. Es lassen sich dann die Diskrepanzen durch die neue Kalibrierung leicht beheben, und die früheren Angaben sind zu korrigieren.

Sollte der Faktor wesentlich über 2 liegen, so kann hierzu nur vermerkt werden, daß derartige Diskrepanzen in der KFA Jülich noch nie aufgetreten sind. Oberhaupt sind Jahresdosen über 5 rem bei uns so gut wie noch nie mit Filmen gemessen worden.

In der vorliegenden Arbeit ging es nicht um einen möglichst vollständigen Vergleich mit allen möglichen Dosimetern, sondern nur um den Vergleich zwischen den z. Z. bei uns

praktisch angewandten Methoden: Film- und Stabdosimeter. Die höhere Genauigkeit anderer Dosimeter ist schon hinreichend und vielerorts herausgestellt worden. Hier sollte bloß die Frage geprüft werden, ob die Filme - nach entsprechend sorgfältiger Kalibrierung - wirklich so viel schlechter sind, wie es bisher den Anschein hatte.

Die Begründung der Zweckmäßigkeit der Filmdosimeter sowie deren Auswahlkriterien waren nicht Gegenstand des Referates. Hierauf in der Diskussion einzugehen, würde zu weit führen, da dies ein eigenes Referat ausmachen würde, wenn alles Für und Wider hinreichend erörtert werden soll.

REGULLA: Im Zusammenhang mit den vom Vortragenden beobachteten, z. T. erheblichen Abweichungen der Dosisanzeigen von Film- und Stabdosimetern im Bereich niedriger Dosen möchte ich zwei neuere Publikationen von CROSBY in Health Physics kommentarlos zitieren, in denen ebenfalls von Abweichungen der Anzeigen von Film- sowie im vorliegenden Falle LiF-Dosimetern bis zu einem Faktor 28 bei niedrigen Dosiswerten und diagnostischer Röntgenstrahlung berichtet wird.

AUTOMATISIERUNG DER PERSONENDOSIMETRIE IN KERNKRAFTWERKEN

B. SCHALLOPP

BÜRO SCHALLOPP, BERLIN

1) Allgemeines zur Automatisierung:

Mit dieser Arbeit soll ein Konzept zur weitgehenden Automatisierung der Buchführung bei der Personen-Dosimetrie in Kernkraftwerken vorgestellt werden, das wir in Zusammenhang mit einer geplanten Anwendung entwickelt haben. Unter Buchführung sei hier nur die laufende Überwachung des Dosis-Status, d.h. insbes. der 13-Wochen- und der Lebensalter-Dosis verstanden. Die gesetzlich vorgeschriebene Archivierung soll bei diesem Vorschlag in der alten Form weitergeführt werden, so daß keine Notwendigkeit besteht, bei der Automatisierung die Sicherheit der Daten von diesem Standpunkt aus zu untersuchen.

Diese Buchführung, die seit langem unverändert in althergebrachter Form erfolgt, bietet sich gerade wegen ihrer vielen Routinearbeit und der Schwierigkeit, schnell den aktuellen Dosis-Status zu ermitteln, für den Einsatz der Mittel der modernen Datenverarbeitung an. Derartige Routinearbeiten sind üblicherweise der Ansatzpunkt für Automatisierungsvorhaben, wofür die Einfachheit der Programmierung (keine Notwendigkeit zur Systemanalyse) und der besondere Rationalisierungseffekt maßgebend sind.

Die moderne Datentechnik erfordert allerdings auch eine Umstellung auf der Betreiberseite. Vertraute Karteien, Kladden usw. werden durch Schnelldrucker- oder Fernschreiber-Ausgaben ersetzt und die vielen Möglichkeiten, die ein frei-programmierbarer Rechner bietet, wenn man ihm erst einmal genügend Daten eingegeben hat, verführen dazu, viel mehr Auswertungen routinemäßig ausdrucken zu lassen als man bisher höchstens einmal stichprobenweise durchführen konnte. Die Vorteile werden sich bei dieser Anwendung genauso wie bei den Kraftwerks-Prozeßrechnern erst nach einer gewissen Gewöhnung erkennen lassen und der große Papieranfall wird gern in Kauf genommen werden in Anbetracht des erheblichen Informationsgewinns durch gut aufbereitete Daten. Wie in vielen Fällen ist hier der mit dem technischen Fortschritt erzielbare Gewinn nicht quantifizierbar, so daß wir davon absehen, die Vorteile unserer Vorschläge auch wirtschaftlich begründen zu wollen.

Unsere Vorschläge betreffen im einzelnen:

- a) die Überwachung des Dosis-Status der Beschäftigten innerhalb eines Kernkraftwerkes,
- b) den Verkehr mit der amtlichen Auswertestelle,
- c) eine EVU-interne Registrierung und
- d) die überregionale Erfassung kurzzeitig anwesenden Lieferanten- und Reparatur-Personals.

Die verschiedenen Maßnahmen können größtenteils unabhängig voneinander eingeführt werden, so daß keine bestimmte Reihenfolge eingehalten zu werden braucht. Deshalb beginnt die nachfolgende Erläuterung der einzelnen Vorschläge auch nicht mit der Installation in den Kraftwerken, obwohl diese den größten Projektierungsaufwand erfordert.

2) Erfassung des kurzzeitig anwesenden Fremdpersonals:

Die Schwierigkeiten bei der Überwachung werkfremder Personen von Montage-, Lieferanten- und Reparatur-Firmen, die kurzzeitig in verschiedenen Kraftwerken eingesetzt werden, sind hinreichend bekannt, so daß die Vorteile eines Strahlenschutzpasses, wie er eingeführt werden soll, nicht behandelt zu werden brauchen. Zur lückenlosen Überwachung dieses Personenkreises ist bei Beendigung der Tätigkeit in einem Kontrollbereich die erhaltene Dosis einzutragen, damit daraus bei der Arbeitsaufnahme in einem anderen Kontrollbereich (möglicherweise am nächsten Tag) die zulässige Belastung (Freibetrag) entnommen werden kann. Die große Mobilität dieses Personenkreises wird aber gerade bei diesen Eintragungen erhebliche Schwierigkeiten bereiten. Es erscheint fraglich, wie die Eintragungen sichergestellt werden können, wenn z.B. ein Mann erst lange nach Feierabend fertig wird und am nächsten Tag in einem anderen Kontrollbereich zu arbeiten hat.

An diesem Punkt möchten wir mit unserem Vorschlag eingreifen und vermeiden, daß das Strahlenschutzpersonal hinter den Strahlenschutzpässen herlaufen muß, denn die Wieder-Inbetriebnahme einer Anlage wird man z.B. kaum davon abhängig machen können, ob die dazu eingetroffenen Personen ordnungsgemäß geführte Pässe besitzen, falls man auch auf andere Art und Weise Gewißheit über ihren Dosis-Status erhalten kann.

Den Ausweg bietet eine zentrale Registrierung, an die irgendwann während der Nacht vom Strahlenschutz die Daten der abgegangenen Personen durchgegeben werden können, so daß der Strahlenschutz-Beauftragte am neuen Arbeitsort diese am nächsten Morgen abrufen kann. Die technischen Möglichkeiten hierfür könnten in wenigen Monaten geschaffen werden, während die Finanzierung erst geklärt werden müßte. In Frage käme hierfür wegen der Länder-Zuständigkeit allerdings keine Behörde, so daß privatwirtschaftliche Vereinigungen hier die beste Voraussetzungen bieten, zumal wenn sie nicht auf Deutschland beschränkt sind, so daß auch die mit deutschen Firmen zusammenarbeitenden ausländischen EVU's einbezogen werden können.

Für die technische Durchführung käme ein Einzweck-Kleinrechner mit einem Plattenspeicher in der Zentrale in Frage, dessen Kapazität von der Zahl der zu betreuenden Personen abhängt und dem die Daten über Lochstreifen eingegeben werden können. Die Übermittlung der Daten von den einzelnen Kraftwerken erfolgt über Fernschreiber mit einem verabredeten Datenrahmen, so daß in der Zentrale lediglich vor Dienstbeginn die angefallenen Fernschreiber-Lochstreifen in den Rechner einzulesen sind. Der Personalaufwand hierfür und für die Beantwortung von Anfragen erscheint so gering, daß eine vollständige Automatisierung durch direkte Ankopplung des Rechners an die Übertragungsleitung unnötig erscheint.

3) EVU-interner Ausgleich hoch-belasteter Personen:

Mit der Steigerung der Zahl von Kernkraftwerken im Bereich einzelner EVU's wächst der Wunsch, hoch-belastete Personen auswechseln zu können, um den Gesamt-Personaleinsatz nicht unnötig vergrößern zu müssen. Aus diesem Grund wurde bereits innerhalb eines EVU's eine zentrale Erfassung diskutiert, die in gewissen Zeitabständen, z.B. wöchentlich oder monatlich, von allen Kernkraftwerken die Dosen des Eigenpersonals erhält. Damit wäre es leicht möglich, besondere Belastungen in einzelnen Kraftwerken auszugleichen.

Es erscheint dringend notwendig, hierfür und für die überregionale Registrierung Vorbereitungen zu treffen, damit der Datenrahmen hierfür bereits bei den laufenden Projektierungen berücksichtigt werden kann. Die technischen Einrichtungen ähneln denen für die überregionale Erfassung. Es erscheint möglich, die zusätzliche Belastung des Strahlenschutzpersonals in den Kraftwerken hierfür sehr gering zu halten, wenn die Daten vom Rechner in Form eines Lochstreifens ausgegeben werden, dessen Inhalt (evtl. nach Umcodierung) über Fernschreiber an den zentralen Speicher übermittelt werden kann.

4) Erfahrungen beim Rechneinsatz in Kernkraftwerken (1):

Über den Einsatz von Prozeßrechnern für den Strahlenschutz in Kernkraftwerken liegen Erfahrungen aus Beznau (AKB) und Obrigheim (KWO) vor. Die erste bekanntgewordene Verwendung erfolgte in Beznau, wo der vorhandene Westinghouse-Prozeßrechner im Stapelbetrieb eingesetzt wurde, da kein Speicherplatz mehr zur Verfügung stand. Dort werden nur die wöchentlichen und vierteljährlichen Listen der Dosimeter-Auswertungen verarbeitet. In Obrigheim werden gleichfalls die wöchentlichen (oder ggfs. auch täglichen) Dosen in den Rechner eingegeben, bei dem aber noch Speicherplatz frei war, so daß der Dosis-Status der gesamten Belegschaft bei Anforderung jederzeit berechnet und ausgedruckt werden kann. Ein Beispiel einer solchen Schnelldrucker-Ausgabe zeigt Abb. 1. Wenn die Daten aber bereits im Speicher sind, läßt sich sehr viel mehr damit anfangen, als man bisher von Hand durchführen konnte. In Beznau wurde z.B. ein Programm gearbeitet, das die internen und amtlichen Werte vergleicht und zwei interessante grafische Darstellungen liefert, die in Abb. 2 und Abb. 3 wiedergegeben sind. Diese Untersuchungen ergaben, daß die anfänglich recht große Streuung von einer Kontamination der Film-Dosimeter herrührte, die durch Verwendung von Plastiktüten reduziert werden konnte. Dabei verschob sich außerdem das Maximum der Verteilungskurve von ca. 1,3 auf ca. 0,7, d.h., daß die Füllhalter-Ionisationskammern nun mehr anzeigen als die Filme, was auf die Stoßempfindlichkeit der Elektrometer deuten könnte.

Weiterhin wurden noch aufgrund der aufgenommenen Dosis in den letzten 12 bzw. 51 Wochen Berechnungen der Reservebeträge für die nächste Woche durchgeführt, was sich genauso auch für den nächsten Monat oder für den nächsten Tag variieren läßt. Bei hochbelasteten Personen, bei denen eine vorübergehende Beschäftigung außerhalb des Kontrollbereiches notwendig wird, können Hochrechnungen angefordert werden, um die Planungen des Personaleinsatzes zu erleichtern. Falls hierbei die Vorschriften auf den Tag genau formal erfüllt werden sollen, werden die Tageswerte der vergangenen 90 Tage gespeichert. Bei Hochrechnungen für Personal, das weiterhin im Kontrollbereich arbeitet, läßt sich zur Annäherung an die wirklichen Verhältnisse eine konstante Belastung von z.B. 10 mrem/d einführen.

Während in der Betriebsphase nur wenig Arbeit anfällt, hat sich in Obrigheim gezeigt, daß die Automatisierung, insbes. während der Revision, sehr große Vorteile bietet, wenn zeitweilig bis zu 200 Personen gleichzeitig im Kontrollbereich tätig sind.

5) Fragen der Dosimetrie und Dosimeter-Auswertung:

Ohne hierbei auf die meßtechnischen Probleme der Dosimetrie selbst einzugehen, sei nur erwähnt, daß wir Film- und Glas-Dosimeter als Hilfsmittel der amtlichen Überwachung berücksichtigen, während für die interne Überwachung lediglich visuell-ablesbare Taschen-Ionisationskammern in Frage kommen. Zu erwähnen wären an dieser Stelle tragbare Geräte mit Zählrohren und Zählern, die z.Zt. allerdings noch recht groß und kostspielig sind, möglicherweise aber später einmal die Füllhalter-Ionisationskammern bei der internen Überwachung ablösen könnten, da sie doch verschiedene Vorteile bieten.

Da im Kraftwerksbetrieb fast ausschließlich harte Gamma-Strahlung registriert wird, werden die übrigen Strahlungsarten bei der vorgesehenen Automatisierung nicht berücksichtigt, da sie genauso wie Kontaminationen, Inkorporationen usw. als Sonderfälle angesehen werden, deren individuelle Bearbeitung keine wesentliche Belastung für das Strahlenschutzpersonal darstellt.

Um den Dosis-Status dauernd auf dem neuesten Stand zu halten, müssen auch interne Messungen bei seiner Berechnung berücksichtigt werden. Hierbei sollte aber angeregt werden, die Wartezeit auf die Listen der amtlichen Auswertestellen dadurch zu verkürzen, daß die Werte mit Fernschreiber durchgegeben werden. Auch hier erscheint es möglich,

durch Ausnutzung der Geräte der Datenverarbeitung, z.B. ohne vorherige Bearbeitung den vom Fernschreiber gewonnenen Lochstreifen direkt (bzw. nach Umcodierung) zur Verwertung in den Rechner einzugeben.

Wenn Glas-Dosimeter für die amtliche Überwachung verwendet werden, erschiene es am vernünftigsten, diese auch für die interne (tägliche oder wöchentliche) Ermittlung des Dosis-Status zu benutzen, ohne sie dabei auszuheizen. Leider erfordern die bisher bekannten Verfahren aber im Vergleich zu möglichen Auswertegeräten für Ionisationskammer-Dosimeter noch zuviel Zeit und außerdem ist eine derartige interne Auswertung nicht überall zulässig. Als Ausweg würde sich im letzten Fall ein zusätzliches Glas-Dosimeter anbieten, wodurch allerdings die Nachteile der längeren Auswertezeit noch nicht behoben sind.

Da Füllhalter-Ionisationskammern sowieso immer vorhanden sind, erscheint es vernünftig, diese zur Ermittlung des aktuellen Dosis-Status zu benutzen. Voraussetzung ist allerdings ein Gerät zur automatischen Auswertung, wie es schon vor Jahren vom RWE vorgeschlagen worden war. Damit können die Fehlermöglichkeiten beim Ablesen der Dosimeter beim Übertragen der handgeschriebenen Listen in Karteikarten usw. und der damit verbundene Zeitaufwand vermieden werden.

Bei der Entwicklung eines derartigen Gerätes macht sich die Streuung der Empfindlichkeit der visuell-ablesbaren Dosimeter nachteilig bemerkbar, die eine Dosis-Ermittlung über eine Spannungsmessung ausschließt. Bekanntlich wird auch die Aufladung der Dosimeter immer mit einer optischen Ablesung des Elektrometer-Fadens, nicht aber mit einer Spannungsmessung verbunden. Die Automatisierung ist deshalb nur mit Fernseh-Aufnahmeröhren möglich, bei denen die Strahlablenkung programmgesteuert wird. Zuerst wird das Gesichtsfeld abgetastet und zentriert, dann werden Faden und Skala gesucht und daraus der Zahlenwert für die Stellung des Fadens ermittelt und in einem Digitalwert zur Abfrage durch den Rechner umgeformt. Aus der Dosis beim Betreten und Verlassen kann dann im Rechner die Differenz ermittelt werden, die nach Subtraktion des Selbstlaufes und Anbringung eines Korrekturfaktors gespeichert wird. Das Gerät muß außerdem noch die Forderung erfüllen, daß alle in den vorhandenen Kraftwerken eingesetzten Dosimeter-Typen weiter verwendet werden können.

Zur Identifizierung des Dosimeters, bzw. seines Trägers, wird eine Codierung mit einer selbstklebenden Folie auf dem Umfang des Dosimeters aufgebracht. Diese wird von einer zweiten Fernseh-Aufnahmeröhre abgetastet.

Stellt man am Eingang zum Reaktorgebäude ein Gerät auf, das nur diese Codierung liest, so ist damit eine leichte Automatisierung für die Anwesenheitskontrolle im Reaktorgebäude möglich.

6) Prozeßrechner-Einsatz im Kernkraftwerk:

Bei der Automatisierung der Personen-Dosimetrie liegt es nahe, den vorhandenen Prozeßrechner im Kernkraftwerk einzusetzen. Hierbei muß allerdings gewährleistet sein, daß er während der Revisionszeit, wenn die meisten Personalbewegungen zu verarbeiten sind, uneingeschränkt für den Strahlenschutz zur Verfügung steht. Außerdem muß noch genügend Speicherplatz frei sein, wie es z.B. im Kernkraftwerk Stade der Fall ist. Als Beispiel für eine derartige Geräte-Konfiguration dient die Anordnung in Obrigheim, wie sie in Abb. 4 gezeigt wird.

Für die übrigen Fälle wurde ein System mit einem Einzweck-Rechner ausgearbeitet, der nur für den Strahlenschutz vorgesehen ist, was auch der derzeitigen Tendenz nach Dezentralisierung entspricht. Außerdem steht es dann dem Strahlenschutz frei, im Rahmen der Speichermöglichkeiten auch noch andere Programme, z.B. für statistische Untersuchung, Buchführung radioaktiver Präparate usw. heranzuziehen. Ein derartiges System für die Registrierung von ca. 700 Personen auf einem Plattenspeicher, wie es in Abb. 5 dargestellt ist, ist für die Kernkraftwerke Grundremmingen und Biblis vorgesehen. Darüber hinaus laufen Verhandlungen für den Einsatz in weiteren Kernkraftwerken.

An dieser Stelle sei noch erwähnt, daß bei Kernkraftwerken mit mehreren Reaktoren, bei denen z.B. wie in Biblis vorgesehen, jeder Beschäftigte in jedem Kontrollbereich ein besonderes Dosimeter hat, eine schnelle Erfassung des Dosis-Status der gesamten Belegschaft wahrscheinlich nur noch bei Hinzuziehung eines Prozeßrechners möglich ist.

Als letztes sei noch die Möglichkeit eines Datenverlustes erwähnt, die prinzipiell selbstverständlich vorhanden ist, die aber bei den derzeit erhältlichen Rechnern durch besondere Konstruktionen so reduziert wurde, daß hierzu schon eine grobe Fehlbedienung während der Wartung nötig wäre. Da die Listen der amtlichen Auswertestellen aber sowieso vorliegen und auch zwischendurch, z.B. wöchentlich, Ausdrücke zur Datensicherung vorgenommen werden können, spielt die Zuverlässigkeit des Rechners nur eine untergeordnete Rolle. Die für den Einsatz vorgesehenen Rechner ermöglichen durch ihre Gerätetechnik und besonderen Programme sehr kurze Fehlererkennungs- und Reparaturzeiten, so daß eine vorübergehende Verwendung von Listen zur Selbsteintragung der Dosimeterwerte höchstens auf die Dauer eines Tages beschränkt bliebe.

Wir hoffen, Ende des Jahres das erste System in Gundremmingen installiert zu haben, so daß wir im kommenden Jahr aufgrund der gewonnenen Erfahrungen ausgereifte Lösungen anbieten können.

Literatur:

- (1) B. Schallopp, B. Morf, W. Spieth
Prozeßrechnereinsatz für den Strahlenschutz in Kernkraftwerken,
Reaktortagung Hamburg, 1972

KMO - STRAHLENDOSISUEBERWACHUNG										RECHENTAG 26.03.72		09.54		BLATT 7	
										DOSISSTAND 26.03.72		24.00			
FA.	NAME	ERHALTENE			DOSENH			INNEH			ANIL.FREI JAHR 13UD	BETR.FREI VO	GRENZE		
		GESAMT	JAHR	13UD(INT.)	LFMD	1.HD	2.HD	3.HD	1.HD	2.HD				3.HD	
KW051	TRUNK, REINHARD	3798	1635	216(0)	0	40	80	660			3365	2784	2387	2449	BETRW
KW052	AXMANN, JOSEF	3771	1867	0(0)	0	0	0	0			3133	3000	2500	2500	BETRW
KW052	DZIEDZITZ, HARRY	6449	3451	867(108)	108	390	330	270			1522	2106	963	632	BETRW
KW052	FOYCIK, HERBERT	7440	3586	725(350)	350	170	150	380			1326	2187	383	475	BETRW
KW052	HOFFMANN, GUSTAV	3587	2234	692(599)	599	40	40	90			2616	2158	1175	1206	BETRW
KW052	INSELMANN, ROBERT	6562	3459	271(64)	64	140	40	190			1525	2713	541	633	BETRW
KW052	KRAFF, ERICH	6100	3475	251(90)	90	40	70	350			1502	2726	517	601	BETRW
KW052	KUERSCHMER, DIETER	2333	1528	277(143)	143	60	60	100			3436	2687	2207	2253	BETRW
KW052	NIEMEIER, WERNER	5176	2860	1058(715)	715	60	270	90			1961	1763	1299	1501	BETRW
KW052	STEINERT, LEONHARD	2840	1674	489(330)	330	60	70	205			3243	2428	1963	2017	BETRW
KW052	WINKLER, WOLFGANG	6642	3530	859(445)	445	300	40	510			1358	2029	382	551	BETRW
KW053	BOETTCHER, WOLFGANG	3015	1310	832(315)	315	440	40	120			3611	2089	1612	1658	BETRW
KW053	DUERR, HANFRED	2327	1340	188(85)	85	50	40	90			3638	2790	2307	2358	BETRW
KW053	FINDEISEN, ROLF	6340	2610	497(60)	60	350	70	120			2375	2488	1394	1471	BETRW
KW053	KROPP, GERHARD	2907	1905	336(102)	102	110	110	100			3469	2638	2162	2246	BETRW
KW053	LIEDIG, HEINZ	8105	3897	962(350)	350	420	140	360			1015	1950	62	351	BETRW
KW053	PIETSCH, HANS-J.	5921	2895	1043(460)	460	490	80	90			1990	1842	862	924	BETRW
KW053	POLAK, HERBERT	5197	2629	474(207)	207	120	130	120			2319	2474	1357	1411	BETRW
KW053	SCHIFFERDECKER, HJ.	6260	2946	565(351)	351	100	100	100			1966	2347	1475	1506	BETRW
KW053	SCHULZ, THEODOR	7954	3182	447(179)	179	210	40	130			1773	2508	785	847	BETRW
KW054	BOEDECKER, KARL-WI.	8424	5157	1109(412)	412	500	40	1081			0	1788	0	0	BETRW
KW054	BRAUN, HARALD	7875	3197	660(323)	323	200	120	120			1722	2259	740	771	BETRW
KW054	BROLL, HANS	2873	1831	571(58)	58	100	380	230			3154	2414	1980	2272	BETRW
KW054	FALKE, WIGBERT	7706	4080	1003(345)	345	350	230	540			833	1910	0	18	BETRW
KW054	FUCHS, FRANZ-JOSEF	1828	1828	301(78)	78	80	110	230			3152	2679	2222	2306	BETRW
KW054	KLARA, GUENTER-H.	5032	2903	1228(578)	578	540	100	70			1992	1627	1146	1223	BETRW
KW054	KONRAD, ADOLF	7212	3460	703(200)	200	340	120	300			1490	2247	509	543	BETRW
KW054	KONSTANDIN, DIETER	2325	947	150(52)	52	40	50	60			4040	2837	2350	2388	BETRW
KW054	MUELLER, HANS	4154	2123	719(275)	275	380	40	170			2808	2212	1240	1271	BETRW
KW054	WILKENTING, WILHELM	3443	2857	821(317)	317	440	50	100			2063	2099	1563	1563	BETRW
KW055	BECKER, HERIBERT	5896	2380	562(58)	58	250	240	100			2605	2423	1958	2142	BETRW
KW055	DAPPRICH, HORST	6279	3541	1001(364)	364	370	230	260			1368	1908	396	488	BETRW
KW055	DOELL, HEINZ	7404	3614	1648(508)	508	780	340	140			1259	1225	274	345	BETRW
KW055	HIRSCH, HANS	4034	2693	630(326)	326	120	160	170			2225	2288	1747	1777	BETRW
KW055	LANGEL, STEPFRIED	6886	3517	699(153)	153	350	170	180			1444	2262	464	518	BETRW
KW055	LATUSEK, ARTUR	7638	3904	362(74)	74	110	130	330			1077	2619	97	181	BETRW
KW055	WAGENBLAST, KARL	4163	2508	765(92)	92	610	40	160			2449	2212	1739	1770	BETRW
KW055	ZORKO, HANS-JUERGO.	4852	1959	964(444)	444	330	150	280			2930	1925	1478	1594	BETRW
KW051	BEKK, KLAUS	370	370	50(0)	0	30	0	0			4630	2950	2950	2950	13UD
KW051	ERDLICH, GUENTER	1260	995	42(0)	0	0	0	290			4409	2999	7070	3009	13UD

Abb.1: Ausdruck für Strahlendosisüberwachung der Belegschaft im Kernkraftwerk Obrigheim.

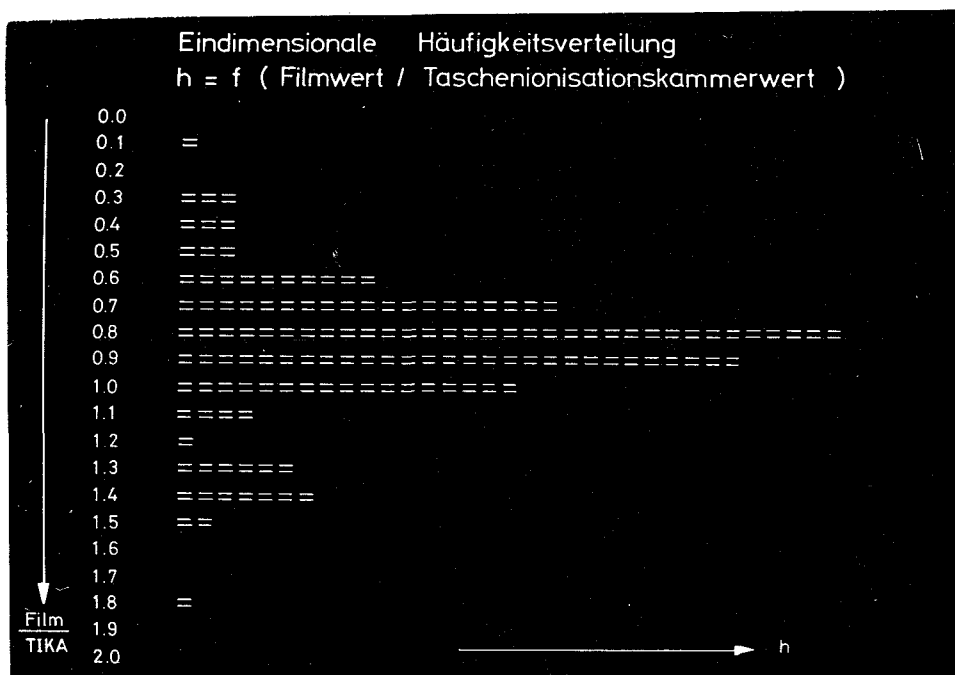


Abb.2: Ausdruck für statistische Häufigkeitsverteilung der Verhältnisse der Ablesungen von Film- und Ionisationskammerdosimetern im Atomkraftwerk Beznau



Abb.3: Ausdruck für Verteilung der Energieabhängigkeit der Verhältnisse der Ablesungen von Film- und Ionisationskammerdosimetern im Atomkraftwerk Beznau.

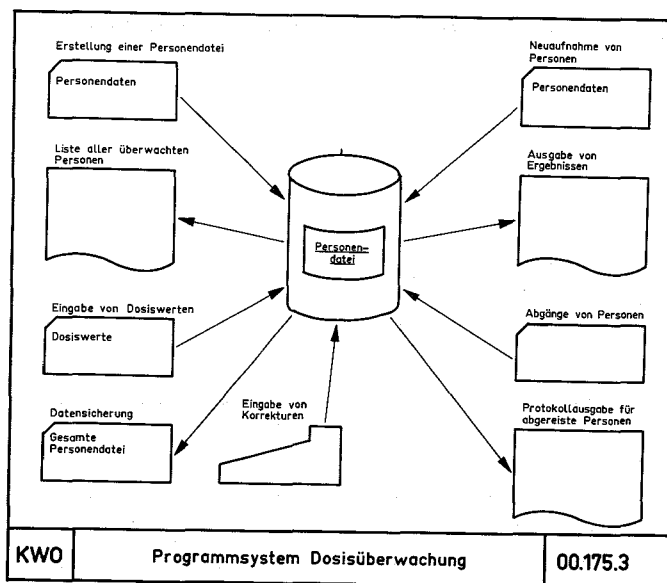


Abb. 4: Programmsystem für Dosisüberwachung auf dem Prozessrechner des Kernkraftwerks Obrigheim.

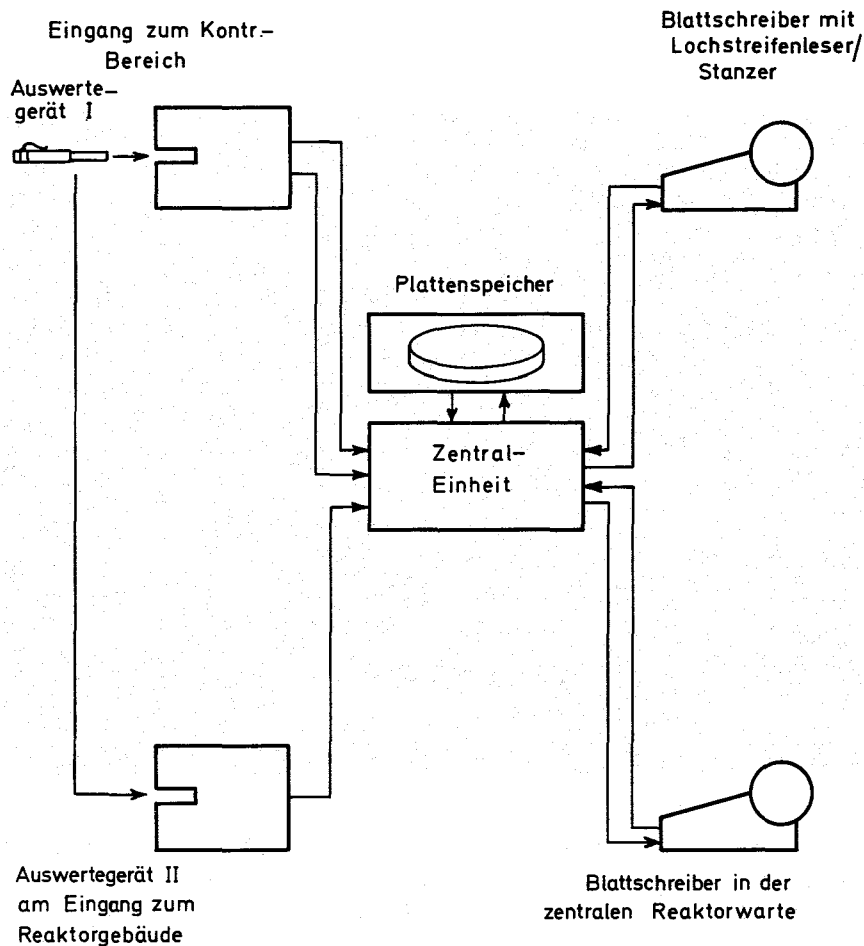


Abb.:5 VORSCHLAG FÜR GERÄTEKONFIGURATION BEI VERWENDUNG EINES EINZWECKRECHNERS FÜR DIE DOSISÜBERWACHUNG

DISKUSSION

REGULLA: a) In welcher Weise ist in Ihrem System die Berücksichtigung der zeitlichen Verzögerung zwischen der prompt ermittelten Dosisbelastung und der - unter Umständen erst nach Wochen zugehenden - amtlich festgestellten Dosis vorgesehen?

b) Was geschieht im Falle einer erheblichen Diskrepanz zwischen der im Zentrum und der von der zuständigen Auswertungsstelle amtlich festgestellten Dosis?

SCHALLOPP: Bei der Automatisierung müssen wir von den derzeitigen meßtechnischen Möglichkeiten ausgehen, die wir nicht verbessern können. Wir geben zu, daß aus psychologischen Gründen bei einer Ausgabe durch den Rechner den intern (prompt) ermittelten Dosen eine stärkere Beachtung gegeben wird als bei der bisherigen Auswertung mit Listen. Wir wollen versuchen, die Diskrepanz durch Ermittlung und Berücksichtigung dosimeterfester Korrekturfaktoren zu berücksichtigen. Außerdem soll, wie auch bei KW0, beim Ausdruck der Gesamtdosis der Anteil der internen Messungen vermerkt werden.

Bei erheblichen Diskrepanzen kann man nichts anderes tun, als die automatische Übernahme des amtlichen Wertes oder des größeren der beiden als endgültigen Wert zu verhindern und das Personal des Strahlenschutzes zu einer individuellen Prüfung zu veranlassen.

NUTZUNG DER ELEKTRONISCHEN DATENVERARBEITUNG IM RAHMEN
DER AMTLICHEN PERSONENDOSIS-MESSSTELLE DES LANDES
BADEN-WÜRTTEMBERG

A. SCHELLKES

LANDESANSTALT FÜR ARBEITSSCHUTZ UND ARBEITSMEDIZIN,
IMMISSIONS- UND STRAHLENSCHUTZ, KARLSRUHE

Zusammenfassung:

Von der amtlichen Personendosis-Meßstelle des Landes Baden-Württemberg wurde ein Programmsystem entwickelt, mit dem die für die überwachten Personen festgestellten Strahlenbelastungen in einer Datei (Datenträger: Magnetband) erfaßt und ausgewertet werden können. Das System dient der Rationalisierung der von der Meßstelle im Bereich Statistik und Unterrichtung zu erledigenden Arbeiten. Es werden einige beim Aufbau des Datenverarbeitungssystems zu lösenden Probleme erläutert sowie die wesentlichsten Eigenschaften des Systems beschrieben.

Als mit Erlaß der Ersten Strahlenschutzverordnung in der Bundesrepublik erstmals amtliche Personendosis-Meßstellen eingerichtet wurden, lag von vornherein auf der Hand, daß die Tätigkeit dieser Meßstellen sich nicht allein darauf beschränken konnte, Dosimeter auszugeben, auszuwerten und die Ergebnisse den Strahlenschutzverantwortlichen bzw. den Genehmigungsinhabern mitzuteilen. Es mußte auch sichergestellt werden, daß das sich im Laufe der Zeit ansammelnde Datenmaterial für Auskünfte und Erhebungen verschiedener Art gesammelt und bereitgehalten wurde. Die Verordnung verpflichtet dementsprechend die Meßstellen, die Auswertergebnisse mindestens 30 Jahre aufzubewahren.

Hält man sich vor Augen, daß sich Notwendigkeit oder Erfolg von Strahlenschutzmaßnahmen am deutlichsten in den Personenstrahlenbelastungen widerspiegeln, ist verständlich, warum die Strahlenschutz-Aufsichtsbehörden, die ihnen vorgeordneten Länderministerien sowie das zuständige Bundesministerium und das Bundesgesundheitsamt über die Ergebnisse der Personendosisüberwachung regelmäßig unterrichtet zu werden wünschen. Um das Informationsbedürfnis der genannten Stellen zu befriedigen, sind die Meßstellen gehalten, in regelmäßigen Abständen Statistiken zu erstellen, die einen Überblick über ihre Tätigkeit bzw. die Ergebnisse der Dosimeterauswertungen geben.

Von den 6 amtlichen Personendosis-Meßstellen der Bundesrepublik werden zur Zeit etwa 35.000 Personen, die in Industrie, Forschung und Medizin mit radioaktiven Stoffen oder Röntgengeräten arbeiten, überwacht. Bei einer monatlichen Auswertung der Dosimeter bedeutet dies einen Anfall von etwa 35.000 Dosiswerten pro Monat. Ergänzt man die Meßwerte durch Angaben über Strahlenqualität, Dosimeterart, Tragedauer oder ähnliches, ergibt sich eine Zahl der Einzelinformationen in der Größenordnung von einigen 10^5 je Monat. Für einen Zeitraum von z.B. 5 Jahren läßt sich daraus ein Anfall von einigen 10^7 Einzeldaten abschätzen. Die genannte Zahl macht deutlich, daß - soll das bei den amtlichen Personendosismeßstellen insgesamt anfallende Datenmaterial handhabbar, auswertbar und zugriffsbereit gehalten werden - Methoden der elektronischen Datenverarbeitung ausgenutzt werden müssen. Selbst bei einer einzelnen Meßstelle wie z.B. der des Landes Baden-Württemberg, die zur Zeit rund 7.000 Personen

überwacht, wäre eine befriedigende Verwaltung der bereits angefallenen und künftig noch anfallenden Datenbestände auf konventionelle Weise allenfalls nur dann möglich, wenn dazu eine hinreichend große Zahl Bediensteter eingesetzt werden könnte.

Die Landesanstalt für Arbeitsschutz und Arbeitsmedizin, Karlsruhe, hat sich bereits sehr frühzeitig für den Einsatz der elektronischen Datenverarbeitung auf dem beschriebenen Gebiet interessiert. Dies umso mehr, als sie aufgrund der in Baden-Württemberg geltenden Zuständigkeitsregelungen sehr eng mit den Strahlenschutzaufsichtsbehörden zusammenarbeitet und zu einem besonders intensiven Informationsaustausch verpflichtet ist, was zur Folge hat, daß ihre Aufwendungen bei den Auswertungen des Datenmaterials noch etwas größer sind als bei den übrigen Meßstellen.

Bei der Planung des elektronischen Datenverarbeitungssystems für den Bereich der Personendosimetrie standen folgende Gesichtspunkte im Vordergrund:

1. Vollständige Erfassung und Archivierung der anfallenden Daten auf geeigneten Datenträgern mit dem Ziel, einen möglichst schnellen und umfassenden Zugriff zu den archivierten Daten zu erhalten.
2. Alle statistischen Arbeiten und Benachrichtigungsarbeiten voll mit elektronischer Datenverarbeitung zu bewältigen, d.h. im Bereich der Statistik einen möglichst hochgradigen Rationalisierungseffekt zu erreichen.
3. Optimale Anpassung des EDV-Systems an die bestehende Organisation der Meßstelle.
4. Rationalisierungseffekte auch in anderen Bereichen als nur der Statistik.
5. Ausbaufähigkeit des EDV-Systems.

Es wurde von vornherein daran gedacht, die entstehende Dosisdatei später durch eine Inkorporationsdatei zu ergänzen, in der sämtliche Ergebnisse der von der Landesanstalt durchzuführenden Inkorporationsmessungen gesammelt werden können. Weiter wurden Rationalisierungsmaßnahmen im besonderen für die Ausfertigung von Gebührenrechnungen ins Auge gefaßt.

Im Nachfolgenden sollen einige Probleme, die sich bei dem Aufbau des Systems ergaben, erläutert werden.

Als erstes war eine geeignete Organisation der Datei zu finden. Es zeigte sich, daß zwei Gesichtspunkte im Gegensatz zueinander standen. Einige Auswertungen und statistische Zusammenstellungen hatten unter dem Ordnungsbegriff "Genehmigungsinhaber" zu erfolgen. Andere wiederum nahmen auf diesen Begriff keinen Bezug. Auf jeden Fall war aber sicherzustellen, daß jede Dosis eindeutig dem in der Datei aufgeführten Überwachten zugewiesen werden konnte. Die Datei mußte somit nach zwei Ordnungsbegriffen angelegt werden, wobei der erste der Begriff "Genehmigungsinhaber" und der zweite "Person" war.

Es zeigte sich, daß als Identifizierungsmerkmale für die Person die üblichen Angaben wie Familienname, Vorname, Geburtsdatum und Geschlecht nicht gewählt werden konnten. Zum einen waren diese Angaben oft nicht vollständig vorhanden, zum anderen mußte davon ausgegangen werden, daß sie nicht immer korrekt vorlagen (z.B. verschiedene Schreibweise eines Familiennamens). Die Überlegungen liefen zwangsläufig darauf hinaus, für jeden Überwachten eine Kontonummer einzuführen, unter der die anfallenden Dosen gebucht werden können. Zur Vermeidung von Fehlern wurde das System so angelegt, daß die Kontonummern ausschließlich vom Rechner vergeben und verwaltet werden. Darüber hinaus ließ sich für die Datenerfassung ein Verfahren finden, bei dem die Kontonummern nicht gelocht, sondern allenfalls geprüft werden müssen. Vorsichtshalber wurden

Vorkehrungen getroffen, im Bedarfsfalle zu einem späteren Zeitpunkt ein geeignetes Prüfziffernverfahren einführen zu können.

Um zu jeder Zeit einen Überblick über die bei einem Überwachten festgestellten Strahlenbelastungen zu erhalten, mußte sichergestellt werden, daß alle Informationen über ihn, unabhängig davon, ob er fortlaufend oder mit Unterbrechungen überwacht worden war, unter einer Kontonummer gefunden werden können. Eine Lösung dieses Problems wäre gewesen, eine Liste der vergebenen Kontonummern zu erstellen, anhand der jederzeit hätte geprüft werden können, ob für einen Überwachten bereits eine Kontonummer vergeben worden war oder nicht. Da dieses Verfahren aber sehr zeitaufwendig gewesen wäre, mußte ein anderes gewählt werden.

Erscheint eine Person in der Überwachung, von der nicht offensichtlich ist, daß sie bereits in die Datei aufgenommen ist, wird ihr beim Einspielen der ersten Dosis in den Datenbestand eine vorläufige Kontonummer zugewiesen. Um nun eine eventuelle Vergabe von zwei Kontonummern an eine Person zu erkennen, ist ein Programmsystem vorgesehen, das in gewissen Zeitabständen den Gesamtbestand durcharbeitet und anzeigt, welche Personen, die zunächst eine vorläufige Kontonummer erhalten hatten, möglicherweise bereits mit anderen Kontonummern von früheren Überwachungen her in der Datei aufgeführt sind. Da man, wie schon erläutert wurde, voraussetzen muß, daß die Informationen, die zur Identifizierung der Person in der Regel nicht vollständig vorhanden sind und unter Umständen auch noch durch Schreib- und Übermittlungsfehler in verschiedenen Formen vorliegen, wurde ein Verfahren ins Auge gefaßt, das die Namen und Vornamen nach phonetischen Regeln codiert und sie zusammen mit den anderen Angaben dann nach einem besonderen Bewertungssystem gegen einander vergleicht. Als Ausgabe dieser Programme erscheint eine Liste der Personen, für die vorläufige Kontonummern vergeben wurden mit jeweils anschließenden Hinweisen, welche Angaben zur Person in dem Gesamtbestand möglicherweise die gleichen Personen kennzeichnen. Die letzte Entscheidung darüber, ob diese als wahrscheinlich gleich anzusehenden Personen tatsächlich identisch sind, muß der Prüfung durch den Sachbearbeiter überlassen bleiben.

Nach den zum Zeitpunkt des Entwurfs des Systems vorliegenden Erfahrungen konnte davon ausgegangen werden, daß für jeden Überwachten maximal zwei Datensätze zur Speicherung der Dosiswerte ausreichen würden (z.B. ein Satz für die Dosiswerte des Ganzkörperdosimeters und ein zweiter Satz für die des Teilkörperdosimeters). In Einzelfällen, in denen z.B. drei Dosimeter in einem Überwachungszeitraum getragen worden waren, sollten die Daten in geeigneter Weise auf zwei Datensätze zusammengefaßt werden. Die beschriebene Annahme bestätigte sich beim ersten Einspielen von Auswertergebnissen in die Dosisdatei insofern, als in etwa 98 % der Fälle ein bzw. zwei Datensätze für einen Überwachten ausreichten. Bei den restlichen 2 % traten aber bezüglich der Anzahl der getragenen Dosimeter, der Art der Dosimeter, der Befestigungsorte und der Tragedauern derart vielfältige Kombinationen auf, daß das vorgesehene Verfahren nicht einheitlich und nur mit viel Aufwand zu verwirklichen gewesen wäre. Die betreffenden Programme des Systems wurden daraufhin so abgeändert, daß nunmehr bis zu 10 Datensätze je Überwachten angelegt werden können. Das Programm, das das Einspielen der Dosen in die Datei besorgt, wurde ergänzt durch einen Teil, in dem durch geeignete Analyse entschieden wird, in welchen Datensatz der eingegebene Dosiswert eingesetzt werden kann oder ob ein weiterer Datensatz eingefügt werden muß.

Die wesentlichsten Eigenschaften des Systems lassen sich wie folgt zusammenfassen:

Das Gesamtsystem umfaßt zur Zeit - verteilt auf mehrere Programme - 8.000 Cobol-Statements. Es wird geschätzt, daß es sich im Endaufbau auf knapp 12.000 Cobol-Statements erweitern wird.

Die Dosisdatei ist auf einem Magnetband gespeichert, eine parallel dazu aufgebaute Adressendatei auf einem Magnetplattenspeicher.

Der einzelne Datensatz ist so angelegt, daß bis zu 15 Monatsdosen in ihrer zeitlichen Aufeinanderfolge in einem Zugriff zur Verfügung stehen. Dadurch ist es möglich, nach Auffüllen des Datensatzes auf 12 Monatseinzelnwerte jeweils 3- und 12-Monats-Dosen zu berechnen und zu prüfen, ob bezüglich der Monatsdosis oder der summierten Dosen Maximalwerte erreicht oder überschritten sind. Ist der Datensatz auf 15 Monate aufgefüllt, werden die drei ersten Monate archiviert und es können weitere drei Monate nachgespielt werden.

Die Bereitstellung der Meßdaten erfolgt zu Zeit noch durch Übertragung der Eintragungen auf dem Überwachungsbogen auf Lochbelege. In einer zweiten Stufe des Systems ist vorgesehen, die Überwachungsbogen selbst als Lochbelege auszubilden. Gleichzeitig soll der Überwachungsbogen so umgestaltet werden, daß die Namen der Überwachten und ihre Kontonummern mit dem Schnelldrucker der EDV-Anlage vorgedruckt werden können. Die Namen müssen dann nicht mehr von den Strahlenschutzverantwortlichen auf dem Überwachungsbogen eingetragen werden. Es sind lediglich die Nummern der ausgegebenen Dosimeter den Namen hinzuzufügen.

Die auf Lochbelegen zusammengestellten Daten werden zur Zeit auf Lochkarten übertragen. Es ist geplant, von der Verwendung von Lochkarten abzugehen und ein Magnetbänderfassungsgerät einzusetzen. Die Daten würden dann direkt auf ein Magnetband übertragen und könnten unmittelbar vom Band verarbeitet werden.

Dem Dosiswert sind Angaben über die Länge der Tragedauer des Dosimeters, über den Befestigungsort, die Strahlenqualität, über eventuell festgestellte Kontaminationen des Dosimeters, über Art des Dosimeters und ähnliches angefügt. Es ist weiter möglich, Angaben darüber aufzunehmen, warum ein Dosimeter nicht auswertbar war. Diese letztgenannte Information soll der Steuerung eines Programmes dienen, das bei Nichtauswertbarkeit der Dosimeter Schreiben erstellt, in welchem der jeweilige Strahlenschutzverantwortliche auf die Nichtauswertbarkeit hingewiesen und aufgefordert wird, die Strahlenbelastungen für den infrage kommenden Überwachungszeitraum auf geeignete Weise abzuschätzen und der Meßstelle mitzuteilen. Den Angaben zur Person können Informationen über die Art der Tätigkeit, die Strahlenarten, denen sie ausgesetzt sein kann, über ihre Ausbildung, die Ausbildungsrichtung und über die Lebensalterdosis angefügt werden. Weiter lassen sich Bemerkungen anbringen, ob der Überwachte Beschäftigter einer Fremdfirma ist.

Um eine möglichst gute Datenqualität zu sichern, werden sämtliche Informationen, bevor sie in die Datei eingespielt werden, in einem Plausibilitätsprogramm geprüft. Das Programm liefert Informationen über Fehler, die durch ein anderes Programm korrigiert werden können.

Für die Auswertung der Daten stehen Programme bereit, die folgende Arbeiten erledigen können:

1. Erstellung einer Statistik über Art und Zahl der im Monat ausgewerteten Dosimeter.
2. Erstellung einer Häufigkeitsverteilung der festgestellten Dosen.
3. Erstellung einer Liste der Fälle, in denen höhere Strahlenbelastungen bzw. Dosisüberschreitungen festgestellt wurden.
4. Erstellung von Anschreiben über höhere Strahlenbelastungen bzw. Dosisüberschreitungen an die Genehmigungsinhaber und die zuständigen Aufsichtsbehörden.
5. Druck der Adressen für den Dosimeterversand.

DISKUSSION

BINDEWALD: Die Bundesversicherungsanstalt und andere Behörden führen jetzt Personalnummern ein. Warum benutzen Sie nicht diese Nummern in Ihrer Dosis-Datei?

SHELLKES: Die Verwendung der amtlichen Personalnummern ist grundsätzlich möglich. Sie wurden zunächst nicht vorgesehen, da sie bis jetzt noch nicht allgemein benutzt werden.

RAHM: Da die Fluktuation der überwachten Personen sehr groß ist und heute die Anzahl der ausgeschiedenen Personen bereits größer ist als die der überwachten, wird ein Speicher sehr damit belastet.

Zum anderen sollte eine Dosismitteilung an andere Meßstellen erfolgen, weil die exponierten Personen auch im Bereich anderer Meßstellen überwacht werden können. Dies gilt besonders für aus dem Bereich einer Meßstelle ausscheidende Personen.

SHELLKES: Informationen von Personen, die aus der Überwachung ausgeschieden sind, werden von der normalen Datei in eine Archiv-Datei übernommen, sie bleiben damit zugriffsbereit ohne die Normal-Datei unwirtschaftlich zu vergrößern.

Für jeden Überwachten muß für die jeweilige Meßstelle ein Erhebungsbogen ausgefüllt werden, auf dem anzugeben ist, von welchen Meßstellen er schon überwacht wurde. Anhand dieser Angaben können die Meßstellen Informationen über frühere Strahlenbelastungen des Überwachten untereinander austauschen.

EIN FINGERDOSIMETER FÜR DIE MESSUNG VON NEUTRONENSTRAHLUNG

B. BURGKHARDT, E. PIESCH
GESELLSCHAFT FÜR KERNFORSCHUNG MBH, KARLSRUHE
ABT. STRAHLENSCHUTZ UND SICHERHEIT

K. BUIJS, J. VAANE
EUROPÄISCHES INSTITUT FÜR TRANSURANE,
KARLSRUHE

Zusammenfassung

Da in wachsendem Maße sowohl in der Medizin als auch in der Industrie mit spontan spaltenden Stoffen wie ^{252}Cf gearbeitet wird, war es notwendig, ein Neutronen-Dosimeter zu entwickeln, das die von den Händen empfangene Dosis mißt.

Die geringe Größe der Festkörper-Kernspurdetektoren, die seit einigen Jahren für die Ganzkörper- und Kritikalitäts-Dosismessung verwendet werden, ermöglichte die Verwendung dieses Systems auch als Fingerdosimeter. Das für die Messung der Ganzkörperdosis verwendete Prinzip der Albedo-Dosimetrie kann aufgrund der geringen Masse der Hand hier nur bedingt angewandt werden.

Die tatsächlichen Arbeitsbedingungen wurden in einer neutronen-abgeschirmten Anlage simuliert. Die Neutronenenergiespektren einer ^{252}Cf -Quelle wurden in verschiedenen Abständen von der Quelle aufgenommen; die in den üblichen Arbeitsabständen von der Quelle empfangene totale Neutronendosis stammt zu über 90 % von Neutronen mit Energien über 0,75 MeV und ist praktisch umgekehrt proportional dem Quadrat des Abstandes von der Quelle.

Ein nicht unwichtiges praktisches Problem bestand in der Konstruktion einer robusten Dosimeterhalterung. Sie sollte die dünne Folie schützen und einen problemlosen Austausch der Folie ermöglichen.

Das eigentliche Dosimeter besteht aus Spaltfolien (^{237}Np , ^{232}Th) in Kontakt mit Polykarbonatfolien. Zusätzlich wurde eine dicke Polykarbonatfolie zur Messung der von Neutronen ausgelösten Rückstoß-Reaktionen in das Dosimeter eingelegt. Die Zählung erfolgt automatisch mit einem Spark-Counter.

Die Empfindlichkeit des Dosimeters liegt bei 200 mrem.

1. Einleitung

In vielen radiochemischen Laboratorien standen in den letzten Jahren größere Mengen spontan-spaltender Nuklide zur Verfügung, deren Handhabung eine Messung der Neutronendosis notwendig erscheinen ließ. Die im Europäischen Institut für Transurane bei Arbeiten mit ^{244}Cm und ^{252}Cf gemachten Erfahrungen zeigten, daß insbesondere eine Überwachung der Dosis an den Händen erforderlich ist. Eine vorherige Berechnung oder sogar Messung der Dosisleistung wird - bedingt durch den geringen Abstand zum Material - zu erheblichen Fehlschätzungen führen, so daß die Möglichkeiten einer Direktmessung während der Arbeit untersucht wurden. Diese Aufgabe kann mit dem zur Personendosimetrie benutzten Kernspurfilm (Kodak-NTA) wegen der γ -Empfindlichkeit des Filmes sowie des ungünstigen Filmformates nicht gelöst werden. Die alleinige Verwendung von γ -Dosimetern, wie z.B. LiF-Dosimetern, ist ebenso ungeeignet, da das Verhältnis von γ -Dosis zur Neutronendosis

in ausgeprägtem Maße vom Abstand zur Quelle und von der Abschirmung abhängt.

Mehr Erfolg verspricht die Verwendung von Detektoren zum Nachweis von schnellen Neutronen. Deshalb sollten Untersuchungen des Neutronenspektrums in einer simulierten Glove-Box sowie an einem Hand-Phantom klären, wie groß der Neutronendosisanteil thermischer und mittelschneller Neutronen unter Zugrundelegung ungünstiger Bedingungen in der Glove-Box sein kann. Davon ausgehend sollte ein für den Routine-Einsatz geeignetes Neutronen-Fingerdosimeter entwickelt werden. Eine Nachweisgrenze von 100 mrem wurde angestrebt.

2. Meßmethoden

Für den Nachweis von Neutronen eignen sich vor allem nichtfotografische Kernspurdetektoren, beispielsweise spaltbares Material in Kontakt mit einer Kunststoffolie, in welcher neutroneninduzierte Spaltfragmente registriert werden. Von den in Frage kommenden (n,f)-Reaktionen in ^{232}Th , ^{237}Np und ^{238}U zeigt ^{237}Np die günstigste Schwelle bei einer Neutronenenergie von 0,75 MeV. Metallisches Neptunium steht jedoch nicht zur Verfügung, und bei Verwendung von elektrolytisch aufgetragenen NpO_2 -Schichten ist das Dosimeter für eine Routineüberwachung relativ unempfindlich. Im Gegensatz dazu sind metallisches Thorium

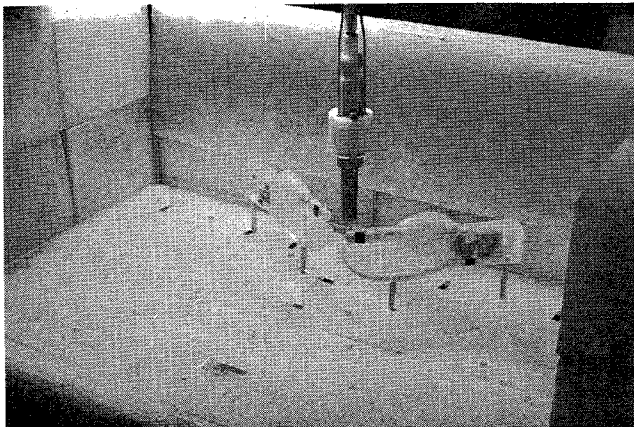
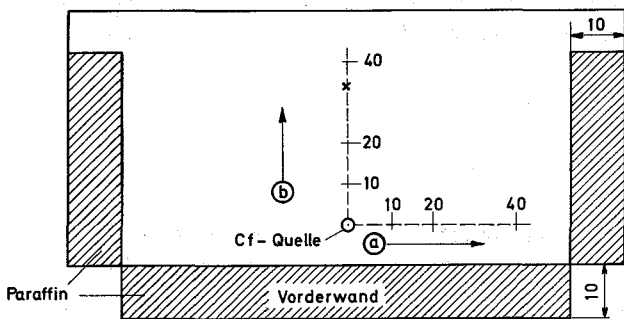


Abb. 1: Gesamtansicht der simulierten Glove-Box mit den Handphantomen und der Cf-Quelle



^{252}Cf -BESTRAHLUNG IN SIMULIRTER GLOVE BOX (DRAUFSICHT)

Maße in cm

Abb. 2: Skizze der Bestrahlungspositionen in der Glove-Box

und Uran als Blechfolie erhältlich (Schwellwerte 1,2 MeV bzw. 1,5 MeV). ^{238}U besitzt jedoch eine relativ hohe spontane Zerfallsrate, was zu einer Background-Dosis von 450 mrem/Monat führt. Zum gleichzeitigen Nachweis mittelschneller und thermischer Neutronen kann, wenn die Nachteile einer hohen Nulldosis bei Uran in Kauf genommen werden, abgereichertes Uran verwendet werden, dessen Isotopenzusammensetzung eine dosisrichtige Anzeige von schnellen und thermischen Neutronen ermöglicht. Da für eine Routineüberwachung eine Nachweisempfindlichkeit von 100 mrem angestrebt wird, müssen für das Ausmessen der Spuren sowohl automatische Zählmethoden, z.B. eine elektrische Entladung in einem Spark-Counter nach Cross und Tommasino [1] oder eine optische Auszählung im Fernsehbildschirm (Empfindlichkeitsgewinn durch Auszählung größerer Flächen um einen Faktor 100), eingesetzt, als auch relativ dicke Metallschichten verwendet werden (Empfindlichkeitsgewinn um einen Faktor 10).

Neben Detektoren mit spaltbarem Material kann beispielsweise auch eine Polykarbonatfolie Neutronen oberhalb 1 MeV über neutroneninduzierte Rückstoßkerne und (n,α)-Reaktionen nachweisen [2]. Diese Detektoren sind jedoch für eine

automatische Auszählung in einem Spark Counter nicht geeignet. Aktivierungsdetektoren im Energiebereich thermischer und mittelschneller Neutronen wie Gold scheiden wegen einer kurzen Halbwertszeit aus. LiF-Dosimeter könnten hier auch zum Nachweis thermischer Neutronen herangezogen werden. Bei geeigneter Isotopenzusammensetzung eines LiF-Dosimeters aus ^7Li und einem geringen Anteil ^6Li könnte - ähnlich wie bei Phosphatgläsern mit geringer Neutronenempfindlichkeit - bestenfalls eine dosisrichtige Anzeige von thermischen Neutronen und γ -Strahlung erzielt werden [3]. Die alleinige Messung von thermischen und mittelschnellen Neutronen, die in der Glove-Box durch Moderierung und Rückstreuung an den Wänden entstanden sind, ist jedoch keine geeignete Methode zur Messung der Gesamtdosis, weil dann die relativ hohe Dosis schneller Neutronen in unmittelbarer Nähe der Quelle unberücksichtigt bleibt. Mehr Aussicht verspricht hingegen das Prinzip der Albedo-Dosimetrie mit einem Dosimeter am Handgelenk [4]. Damit würde man eine ausreichende Empfindlichkeit gegenüber schnellen Neutronen erzielen, die Überempfindlichkeit gegenüber mittelschnellen Neutronen müßte man jedoch in Kauf nehmen.

Für eine Fingerdosimetrie stehen demnach noch folgende Meßmethoden zur Diskussion:

1. Messung schneller Neutronen oberhalb einer Schwellwertenergie unter Verzicht auf den Nachweis mittelschneller und thermischer Neutronen,
2. Messung schneller und thermischer Neutronen mit zwei verschiedenen Detektoren oder einem Einfachdetektor mit entsprechender Uran-Isotopenzusammensetzung,
3. Messung moderierter Neutronen mit einem Albedo-Dosimeter am Handgelenk.

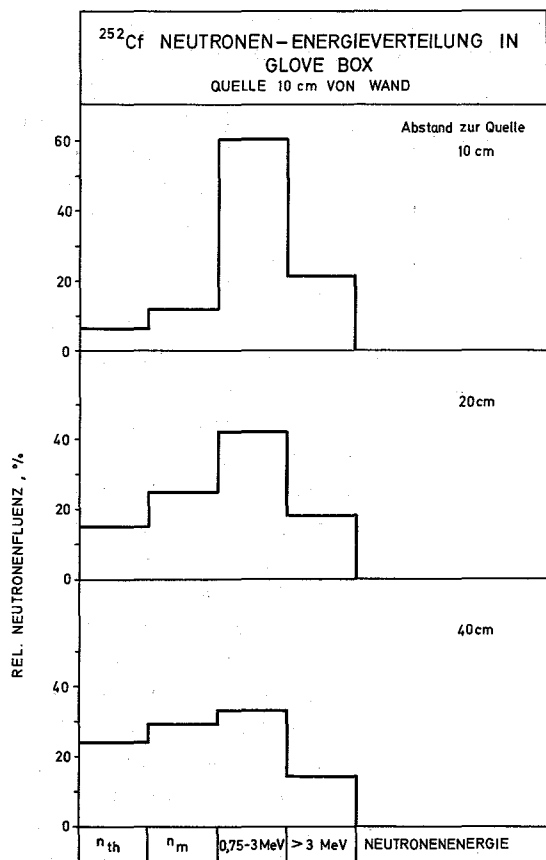


Abb. 3: Energieverteilung der Neutronenfluenz in der Glove-Box (Quelle ohne Wassermantel)

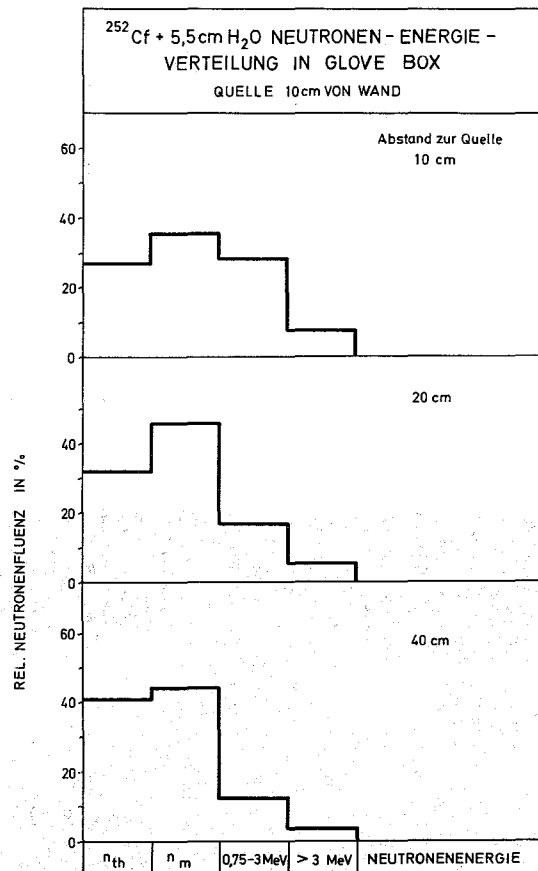


Abb. 4: Energieverteilung der Neutronenfluenz in der Glove-Box (Quelle im Wassermantel)

Ein Einfachdosimeter für schnelle Neutronen wäre beispielsweise dann ein ausreichendes Neutronendosimeter und den beiden anderen Meßmethoden vorzuziehen, wenn der Dosisanteil mittelschneller und thermischer Neutronen vernachlässigt werden könnte. Unsere Untersuchungen konzentrierten sich zunächst auf die Messung der Neutronenenergieverteilung sowie auf die Ermittlung des Neutronendosisanteiles thermischer und mittelschneller Neutronen in einer Glove-Box.

3. Neutronenspektren in der Glove-Box

Die Messung der Neutronenfluenzanteile in den Energieintervallen thermisch, mittelschnell, 0,75 bis 3 MeV und oberhalb 3 MeV erfolgten in einer simulierten Glove-Box, deren Wände und deren Boden aus 10 cm starken Paraffinplatten auf einem Tisch in 80 cm Höhe über Boden aufgebaut wurden (siehe Abb. 1). Die Glove-Box hat eine Innen-Grundfläche von 1 m auf 0,5 m. Bestrahlungen des Fingerdosimeters erfolgten an einem Hand-Phantom aus Plexiglas.

Als Neutronenquelle wurde eine praktisch punktförmige ^{252}Cf -Quelle in einer zylindrischen Metallkapselung verwendet, deren Quellstärke $2,1 \times 10^9$ n/sec betrug. Die Bestrahlungen in einer Glove-Box erfolgten sowohl mit der unabgeschirmten ^{252}Cf -Quelle als auch mit der Quelle innerhalb eines Wassermantels von 5,5 cm Dicke. Die Quelle befand sich hierbei in der Mitte der Glove-Box in einer Position 10 cm von der Vorderwand sowie in 3 cm bzw. 10 cm Höhe über dem Glove-Box-Boden.

DETEKTOR	KERNREAKTIONEN	NEUTRONEN-ENERGIE
^{197}Au , Au + Cd	(n, γ)	thermisch < 0,5 eV
^{197}Au + Cd	(n, γ)	0,5 eV - 0,75 MeV
^{237}Np	(n, f)	> 0,75 MeV
Makrofol E	Rückstoßkerne, (n, α)	> 1 MeV
^{232}Th	(n, f)	> 1,2 MeV
^{238}U	(n, f)	> 1,5 MeV
^{32}S	(n, p)	> 3 MeV

Tab. 1: Detektoren für den Nachweis von Neutronen

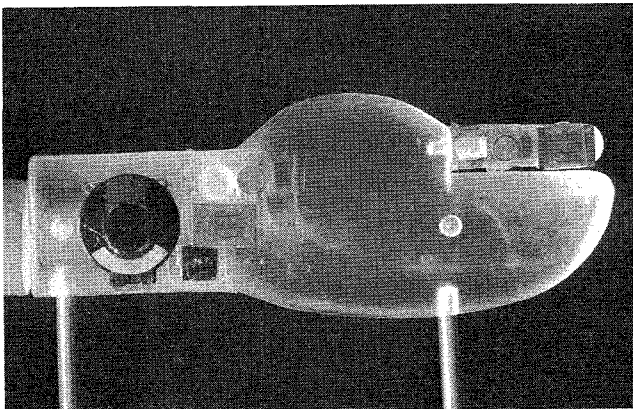


Abb. 5: Handphantom mit Neutronendosimetern

Bei Freiluftbestrahlungen in der Glove-Box (Bestrahlungen ohne Handphantom) wurden Detektorpositionen in 10, 20, 40 cm von der Quelle sowie in 3 cm bzw. 10 cm Höhe über Boden gewählt (Abb. 2). Eine Unterscheidung zwischen Detektorpositionen mit einem hohen Rückstreuanteil (a) und Detektorpositionen mit einem geringen Rückstreuanteil (b) innerhalb der Glove-Box beziehen sich auf Positionen parallel zur Vorderwand bzw. senkrecht dazu. Die Bestrahlungen mit zwei Hand-Phantomen erfolgten in einer festen Position. Der Abstand der Detektoren von der Quelle betrug 14 bis 27 cm, der Abstand der Hand-Phantome zum Boden etwa 10 cm. Die Neutronenfluenz in den verschiedenen Energiebereichen wurde mit den in Tab. 1 angeführten Detektoren gemessen.

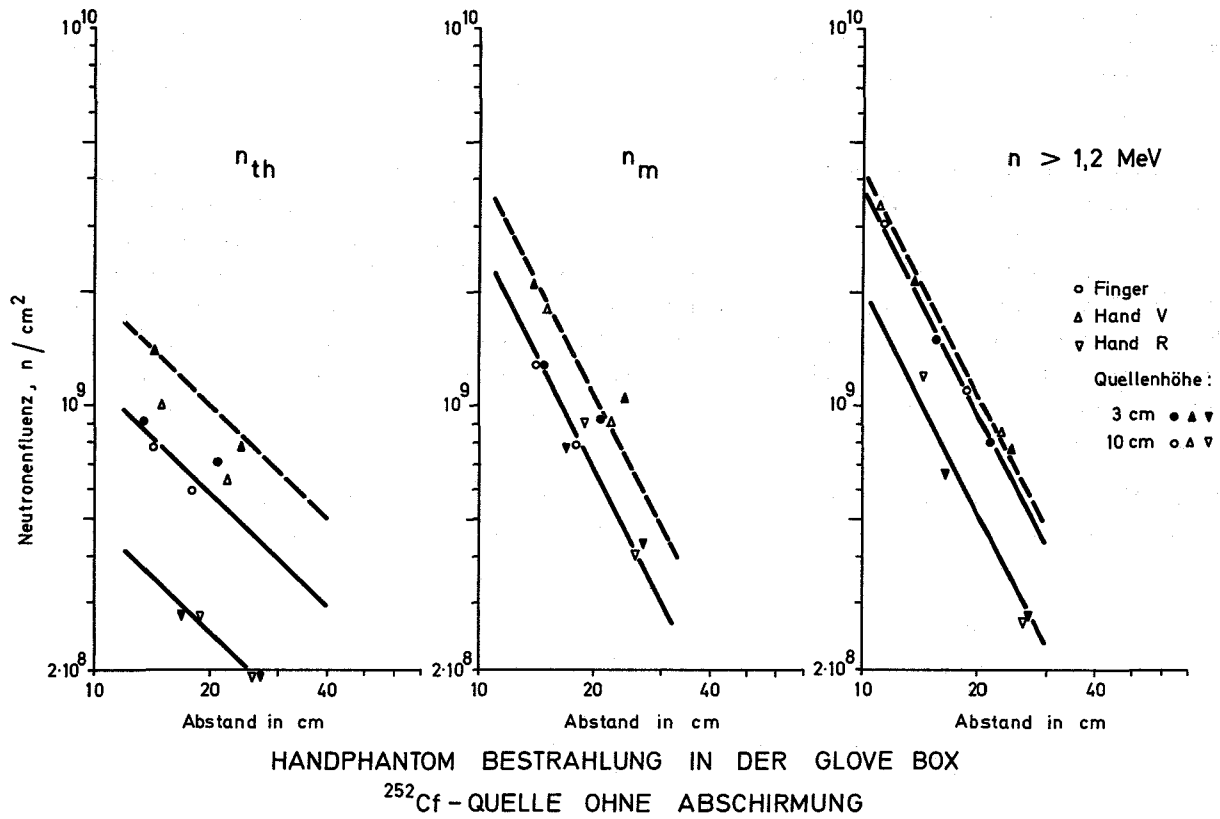


Abb.6: Neutronenfluenz am Handphantom in der Glove-Box - Quelle ohne Wassermantel

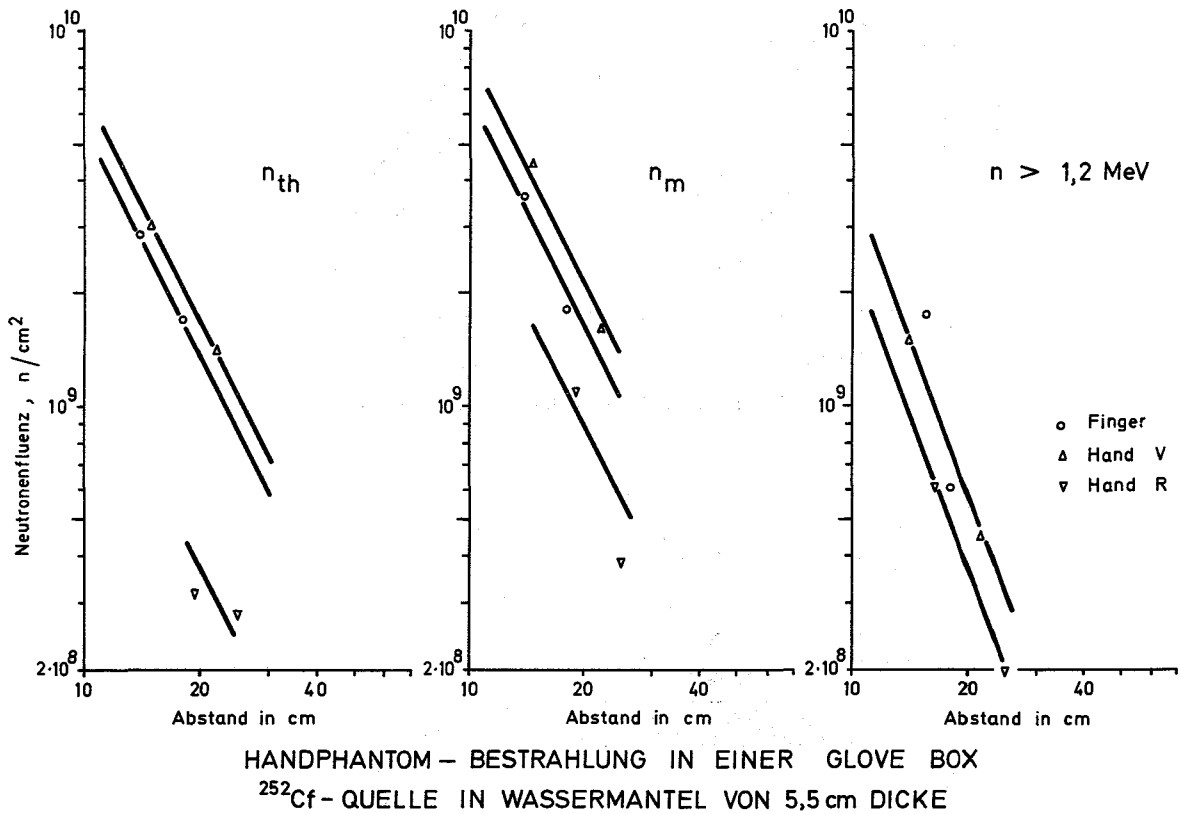
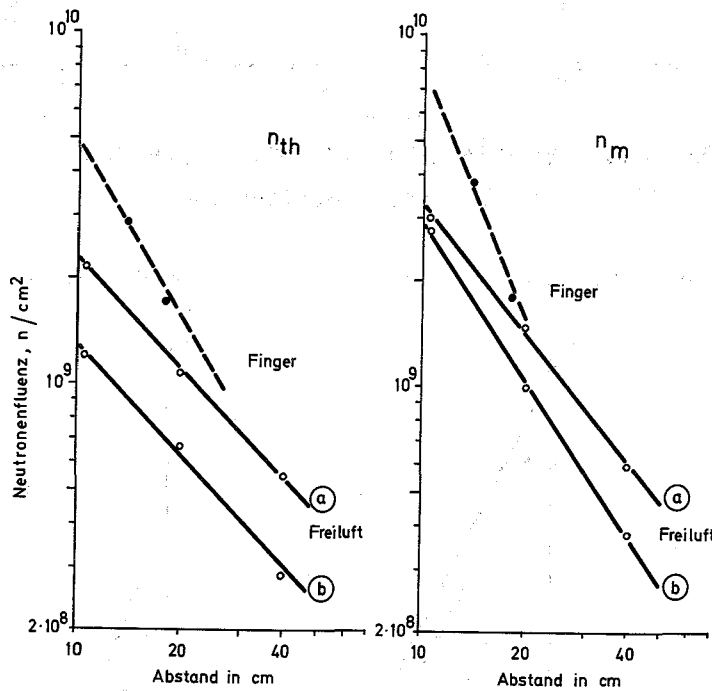


Abb.7: Neutronenfluenz am Handphantom in der Glove-Box - Quelle im Wassermantel

Die Expositionszeiten betragen 2 - 24 Stunden. Die β -Aktivität der Goldfolien und Schwefeltabletten wurde in einer Plastiksziintillator-Anordnung ausgemessen. Die Auszählung der Kernspuren in Makrofol-Polykarbonatfolien erfolgte mikroskopisch bzw. mit einem Spark-Counter.

Die Ergebnisse der Bestrahlungen mit der un abgeschirmten Quelle sowie der Quelle mit einem Wassermantel von 5,5 cm Dicke sind in Abb. 3 und 4 für eine Entfernung von 10, 20, 40 cm von der ^{252}Cf -Quelle wiedergegeben (Detektorposition a, mit hohem Rückstreuteil an der Vorderwand). Quelle und Detektoren waren hier in 10 cm Höhe über Boden aufgestellt. Beide Neutronenspektren zeigen mit zunehmendem Abstand von der Quelle eine deutliche Verschiebung des Maximums der Energieverteilung nach niederen Energien. Bei einer Abschirmung der Quelle mit 5,5 cm Wasser sowie in größeren Abständen von der Quelle nehmen die relativen Fluenzanteile thermischer und mittelschneller Neutronen um einen Faktor 2 - 3 zu.

Durch Moderierung und Rückstreuung an der Hand wird sich der Fluenzanteil mittelschneller und thermischer Neutronen noch erhöhen. Die Ergebnisse der Bestrahlungs-



^{252}Cf QUELLE IN WASSERMANTEL VON 5,5cm DICKE

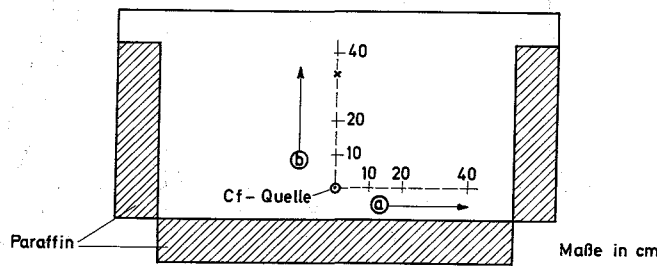


Abb.8: Neutronenfluenz am Finger eines Handphantoms und Freiluft-Neutronenfluenz in der Glove-Box - Quelle im Wassermantel

Energiebereich	Spektrum	NEUTRONENFLUENZ FÜR	
		Energiedosis n/cm ² pro 1 rad	Äquivalentdosis n/cm ² pro 1 rem
Thermische N.	Maxwellverteilung < 0,5 eV	5,0 · 10 ¹⁰ (6)	1,67 · 10 ¹⁰
Mittelschnelle N.	1/E Spektrum 0,5 eV bis 0,75 MeV	3,9 · 10 ⁹ (6)	1,3 · 10 ⁹
Schnelle N.	Spaltspektrum < 0,75 MeV	3,3 · 10 ⁸ (5)	3,3 · 10 ⁷

Tab. 2: Fluenz-Neutronendosis-Umrechnung

reihen mit zwei Handphantomen - Bestrahlungspositionen (siehe auch Abb.5) an der Fingervorderseite und an der Vorder- bzw. Rückseite des Handgelenks - sind für die ²⁵²Cf-Quelle ohne Abschirmung in Abb.6, für die ²⁵²Cf-Quelle mit Wasserabschirmung in Abb.7 wiedergegeben. Die Fluenzwerte beziehen sich auf eine Bestrahlungszeit von einer Stunde und eine Quellstärke von 2,1 x 10⁹ n/sec.

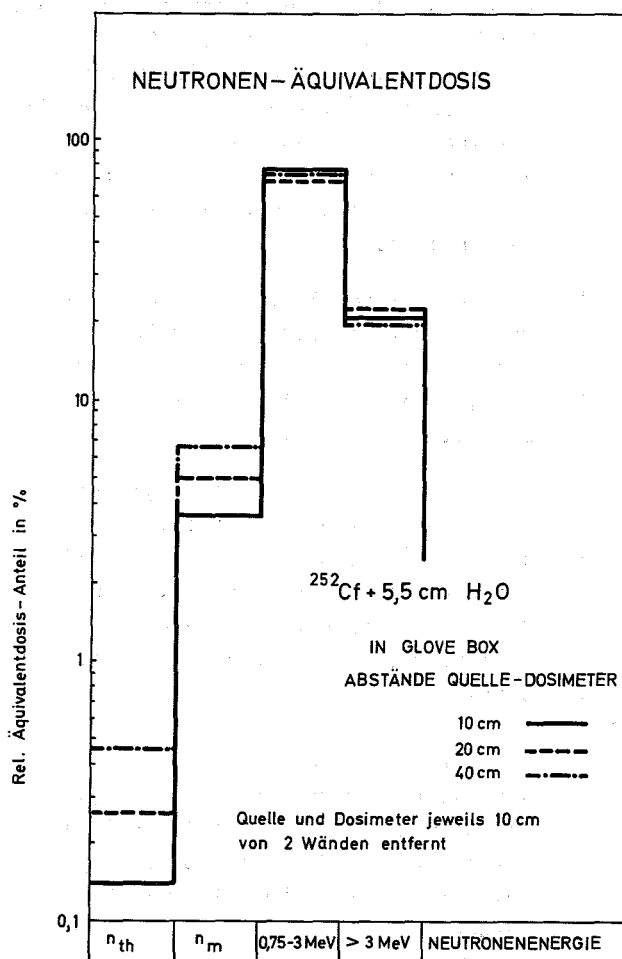


Abb.9: Energieverteilung der Neutronenäquivalentdosis in der Glove-Box - Quelle im Wassermantel

An der Hand wird ein etwas höherer Fluenzwert gemessen als am Finger.

Abb.8 zeigt einen Vergleich derjenigen Fluenzwerte, die am Fingerphantom bzw. Freiluft in der Glove-Box gemessen wurden. Der Einfluß der Hand führt vor allem in geringen Abständen von der Quelle zu einer Erhöhung des Fluenzanteiles thermischer und mittelschneller Neutronen um einen Faktor von etwa 2.

4. Dosiszuordnung und Detektorwahl

Für die Umrechnung der Neutronen auf eine Äquivalentdosis muß wegen der geringen Masse der Hand von der Erststoß-Dosis (First Collision Dose) und nicht von der in der Ganzkörperdosimetrie gebräuchlichen Vielstoß-Dosis (Multi-Collision Dose) ausgegangen werden.

Als Qualitätsfaktor wurde Q = 3 für thermische und mittelschnelle Neutronen und Q = 10 für schnelle Neutronen angesetzt. Für die Äquivalentdosis von 1 rem ergeben sich die in Tab. 2 angeführten Fluenzwerte [5, 6, 7].

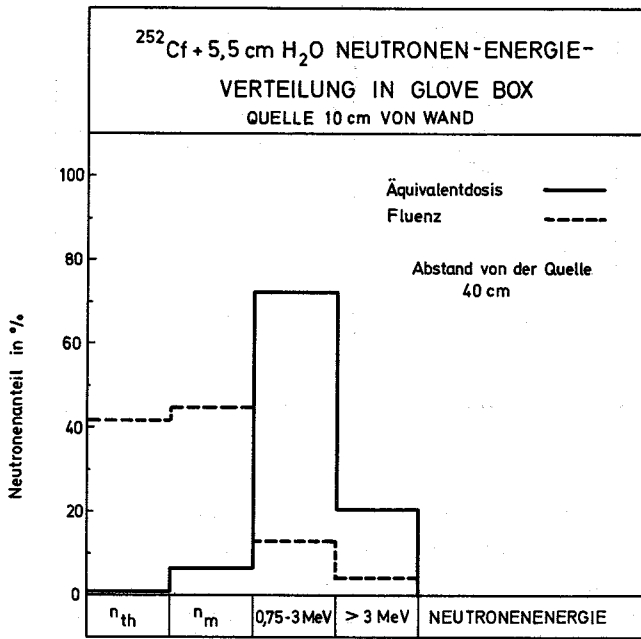


Abb. 10: Energieverteilung der Neutronenfluenz und der Neutronenäquivalentdosis für dieselbe Bestrahlungsposition in der Glove-Box - Quelle im Wassermantel

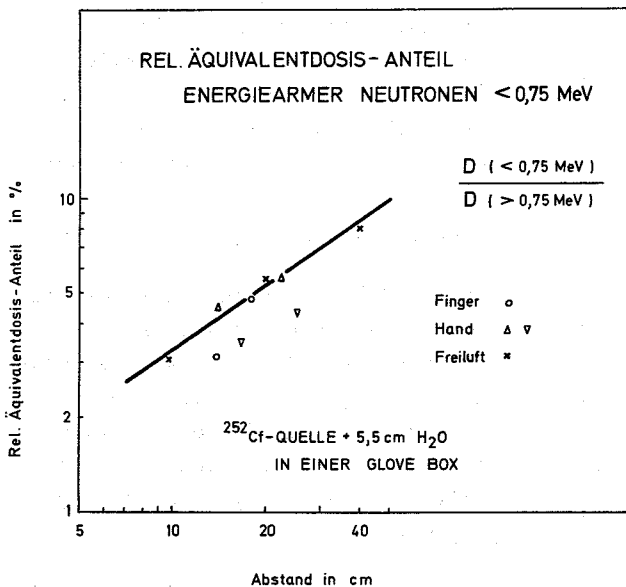


Abb. 11: Relativer Neutronen-Äquivalentdosisanteil für Neutronenenergien < 0,75 MeV am Handphantom und Freiluft in der Glove-Box - Quelle im Wassermantel

Abb. 9 zeigt die relativen Anteile der Äquivalentdosis für die mit 5,5 cm Wasser abgeschirmte ^{252}Cf -Quelle in der Glove-Box als Funktion der Neutronenenergie in einem Abstand von 10, 20 und 40 cm von der Quelle. Der Dosisanteil der thermischen und mittelschnellen Neutronen < 0,75 MeV bleibt auch im ungünstigsten Fall (Wasserabschirmung + Quellabstand 40 cm) unter 10 % der Gesamtdosis.

Abb. 10 verdeutlicht dieses Ergebnis nochmals durch Vergleich der Neutronenfluenz mit der Äquivalentdosis in derselben Bestrahlungsposition von 40 cm Abstand zur Quelle.

Abb. 11 zeigt den relativen Äquivalentdosisanteil energiereicher Neutronen als Funktion des Abstands von der Quelle (und damit des sich ändernden Spektrums) bei Bestrahlung mit der mit 5,5 cm Wasser abgeschirmten Quelle in der simulierten Glove-Box. Der Dosisanteil der thermischen und mittelschnellen Neutronen < 0,75 MeV bleibt in jedem von uns untersuchten Fall unter 10 % der Gesamtdosis.

Aufgrund dieser Ergebnisse kann die Messung der Neutronen-Äquivalentdosis an den Fingern mit Neptunium (> 0,75 MeV) oder Thorium (> 1,2 MeV) als Detektor erfolgen.

Da, wie schon erwähnt, im Gegensatz zu Neptunium Thorium als Metallfolie leicht erhältlich ist, haben wir als Detektor eine Thoriumfolie verwendet. Bei der Auswertung wird dann eine Korrektur für den Neutronenenergiebereich 0,75 bis 1,2 MeV erforderlich.

Zur Berechnung der Äquivalentdosis schneller Neutronen müssen bei Verwendung von Thoriumfolie in Kontakt mit einer Makrofolie folgende Kalibrierfaktoren berücksichtigt werden:

- Äquivalentdosisfaktor für schnelle Neutronen (Spaltspektrum $> 0,75$ MeV) (aus Abschnitt 4): $3,3 \times 10^7$ n/cm²·rem.
- Kalibrierfaktor für Thoriumblech ($E > 1,2$ MeV) bei mikroskopischer Auszählung und Auswertung im Spark Counter $1,4 \times 10^{-6}$ Spuren/Neutron bzw. $0,65 \cdot 10^{-6}$ Löcher/Neutron.
- Korrekturfaktor zur Berücksichtigung des Neutronenanteiles im Energiebereich von $0,75$ bis $1,2$ MeV, bezogen auf ein ²⁵²Cf-Spektrum
 $D (> 0,75 \text{ MeV}) \cong 1,75 \times D (> 1,2 \text{ MeV})$.

Für die Berechnung der Äquivalentdosis erhält man aus der Zählrate der Spark Counter-Auswertung unter Berücksichtigung der angeführten Faktoren für einen Thoriumdetektor 13 Löcher/cm²·rem. Dieser Wert steht in guter Übereinstimmung zu den Angaben von S. Prêtre, der für ein Unfalldosimeter unter Zugrundelegung der Vielstoffdosis 40 Spuren/cm²·rem gefunden hat (8).

5. Beschreibung des Dosimeters

Der Detektor für das von uns entwickelte Neutronen-Fingerdosimeter ist eine Thoriumfolie von $0,125$ mm Dicke und einer Fläche von 2 cm², die zum Nachweis der neutroneninduzierten Spaltfragmente beiderseitig mit einer Makrofolie von $0,012$ mm bzw. $0,3$ mm abgedeckt wird. Die dünnere Makrofolie dient zur Routinemessung kleinerer Dosen im Spark Counter, die dickere Folie kann bei größeren Dosen mikroskopisch ausgezählt werden. Die dünne Folie wird zur Vermeidung von Beschädigung mit einer Makrofolie von $0,3$ mm abgedeckt, in der bei Bedarf auch neutroneninduzierte Rückstoßkerne nachweisbar sind.

Form und Abmessungen der Dosimeterkonstruktion wurden den praktischen Erfordernissen angepaßt. Es wurde daher eine Detektorhalterung verwirklicht, die beim Tragen am Finger dessen Beweglichkeit nicht beeinträchtigt, ein problemloses Austauschen der Folien gestattet, die Folien vor Beschädigungen schützt und einen dauernden engen Kontakt der Folien mit dem Thoriumblech gewährleistet.

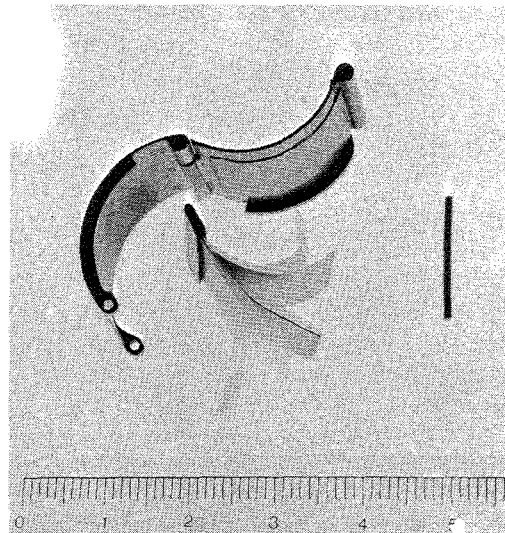
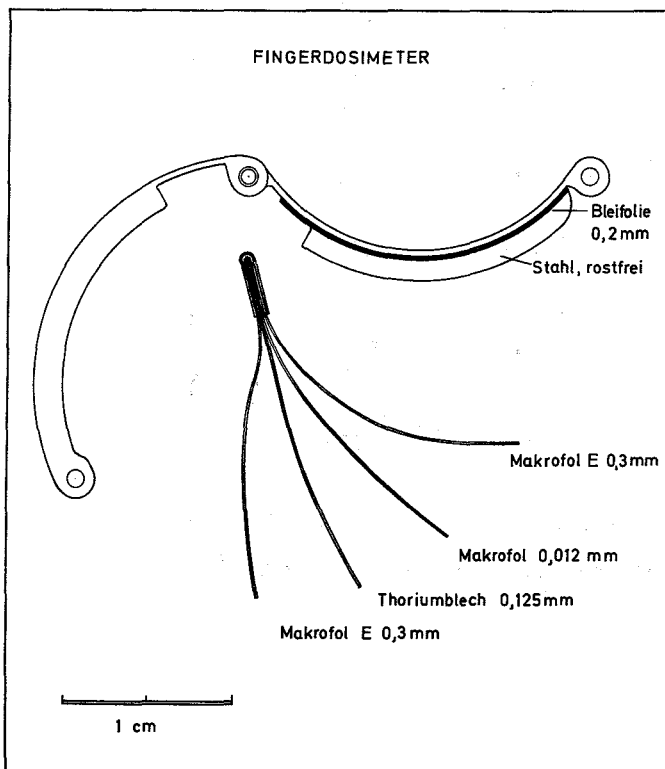


Abb.12: Aufbau des Neutronen-fingerdosimeters

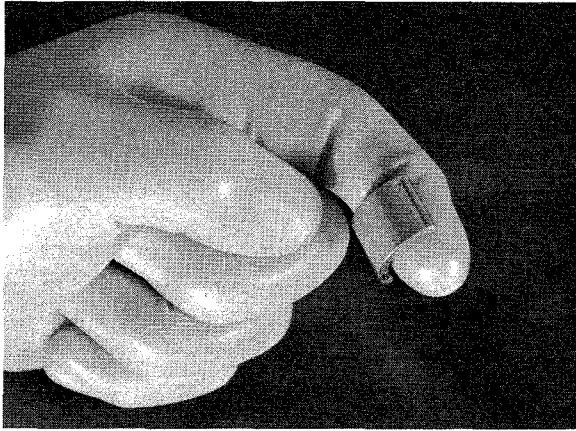


Abb. 13:
Neutronenfingerdosimeter an der Hand

DETEKTOR	ENERGIE	ANZEIGE FÜR 10^{10} n/cm^2
Gold (50 μm Folie, 10 mm \emptyset)	n_{th}	$3,9 \cdot 10^4 \frac{\text{Zerf.}}{\text{min}}$
	n_{m}	$9,7 \cdot 10^4 \frac{\text{Zerf.}}{\text{min}}$
^{237}Np ($\sim 40 \mu\text{g}$ auf Au)	$> 0,75 \text{ MeV}$	$1,4 \cdot 10^3 \frac{\text{Spuren}}{\text{cm}^2}$
Makrofol E	$> 1 \text{ MeV}$	$1,8 \cdot 10^5 \frac{\text{Spuren}}{\text{cm}^2}$
^{232}Th (0,125 mm Folie) mit Makrofol KG (12 μ)	$> 1,2 \text{ MeV}$	$1,3 \cdot 10^4 \frac{\text{Spuren}}{\text{cm}^2}$
		$1,4 \cdot 10^4 \frac{\text{Spuren}}{\text{cm}^2}$
^{232}Th } ^{238}U } (40 μg auf Au) ^{235}U }	$> 1,2 \text{ MeV}$	$1,3 \cdot 10^2 \frac{\text{Spuren}}{\text{cm}^2}$
		$0,8 \cdot 10^3 \frac{\text{Spuren}}{\text{cm}^2}$
		$3,5 \cdot 10^5 \frac{\text{Spuren}}{\text{cm}^2}$
	Spalt- neutronen	$1,6 \cdot 10^4 \frac{\text{Spuren}}{\text{cm}^2}$

Tab. 3: Nachweisempfindlichkeit von Neutronendetektoren zur Fingerdosimetrie bezogen auf Spaltneutronen

Die Konstruktion des Dosimeters zeigt Abb. 12 und Abb. 13. Die gebogene, dem Finger angepaßte Dosimeterhalterung aus 0,5 mm Stahl ist an der dem Finger zugewandten Seite zusätzlich mit einer 0,2 mm dicken Bleifolie zur besseren Abschirmung der vom Thoriumblech emittierten γ -Strahlung verstärkt worden. Die Detektorfolien werden durch eine federnde Klammer zusammengehalten und als ganze Kombination in die Halterung eingelegt. Damit wird das Ein- und Auslegen der Folien wesentlich erleichtert und der enge Kontakt der Polykarbonatfolien mit den Spaltfolien in der geschlossenen Halterung gesichert.

In das Dosimeter können außer Thorium auch andere Detektorkombinationen eingelegt werden, die zusätzliche Informationen über das Neutronenspektrum insbesondere bei hohen Dosen ermöglichen (siehe Tab. 3). Eine mögliche Detektoranordnung enthält zusätzlich ^{237}Np , und falls erwünscht ^{235}U , welche jeweils auf eine Seite einer Goldfolie elektrolytisch aufgetragen werden können. Nach Zwischenfällen kann unter Umständen auch die Goldaktivierung zum Nachweis thermischer und mittelschneller Neutronen herangezogen werden.

Die kleinste nachweisbare Dosis wird durch die Nulleffektzählrate bestimmt. Aufgrund der spontanen Spaltrate von ^{232}Th sind innerhalb eines Zeitraumes von 2 Wochen etwa 0,02 $\frac{\text{Spuren}}{\text{cm}^2}$ zu erwarten. Eine 14tägige Exposition von je 5 Thorium- und Uranfolien zeigten bei einer Auszählung im Spark Counter folgende Ergebnisse:

Makrofolfolie unbestrahlt	0 Löcher/cm ²
" in Kontakt mit Th-Blech	0 Löcher/cm ²
" in Kontakt mit U-Blech (abgereichert)	4 - 6 Löcher/cm ²

Daraus ergibt sich die kleinste nachweisbare Dosis für eine Detektorfolie von 2 cm² und einer 14tägigen Tragedauer bei Thorium zu 80 mrem und bei Uran zu 240 mrem.

Die maximale Spurendichte, die bei einer automatischen Auswertung im Spark Counter und bei einer mikroskopischen Auszählung noch meßbar ist, entspricht einer Äquivalentdosis von 200 rem bzw. 800 rem.

Die von Thorium ausgesandte γ -Strahlung führt an der Oberfläche des Fingerdosimeters zu einer Dosisleistung von 1,3 mR/h (s. Tab. 4). Bei einer Tragedauer von 10 Stunden pro Woche entspricht dies einer Fingerdosis von 13 mrem.

Der Nachweis von Spaltfragmenten ist von der Strahleneinfallrichtung abhängig. Durch die gebogene Form des Fingerdosimeters wird dieser Einfluß verringert, er beträgt weniger als 20 %.

Tab. 4: γ -Dosisleistung an der Oberfläche des Fingerdosimeters

Fingerdosimeteranordnung	Oberflächendosisleistung mR/h
Thoriumfolie	
unabgedeckt	26,5
+ Plexiglas 1 mm	15
+ Stahl 0,5 mm	1,8
+ Stahl 1 mm	1
+ Stahl 0,5 mm	1,3
Blei 0,2 mm	

⁺) Messung mit LiF-Dosimeter

Wir danken Frau I. Hofmann und FrI. Chr. von Brandenstein für ihre Mitarbeit bei den umfangreichen Meßreihen sowie Herrn H. Schroth für die Konstruktion und Anfertigung des Fingerdosimeters.

Literatur

- [1] Cross W.G., Tommasino L.: Proc. of Int. Congress Clermont-Ferrand III-73, (1969)
- [2] Piesch E.: Proc. of IAEA Symposium on Advances in Radiation Detectors, Wien 1971, S. 399
- [3] Attix F.H.: Proc. of IAEA Symposium on Advances in Radiation Detectors, Wien 1971, S.3
- [4] Burgkhardt B., Piesch E.: Vortrag auf der Jahrestagung 1972 des Fachverbandes für Strahlenschutz, Karlsruhe
- [5] Stone D.R. et al.: Health Physics 18, 69, 1970
- [6] Adams N., Dennis J.A.: Report AERE-R 6008
- [7] Piesch E.: KFK-1462, Juni 1970
- [8] Prêtre S. et al.: USNRDL-TR-1089 (1966)

NEUTRONENDOSIMETRIE MIT LiF

B. BURGKHARDT, E. PIESCH

GESELLSCHAFT FÜR KERNFORSCHUNG MBH, KARLSRUHE
ABT, STRAHLENSCHUTZ UND SICHERHEIT

Zusammenfassung

Es werden die Möglichkeiten diskutiert, innerhalb der Personendosimetrie ein LiF-Albedo-Dosimeter zum Nachweis schneller Neutronen einzusetzen. Dieses Albedo-Dosimeter besteht aus je einem TLD-600- und TLD-700-Dosimeter zur getrennten Ermittlung der Neutronendosis und der γ -Dosis. Hierbei werden die im Körper des Dosimeterträgers moderierten und rückgestreuten Neutronen insbesondere im TLD-600-Dosimeter nachgewiesen und der Meßwertanteil der Neutronen aus der Meßwertdifferenz des TLD-600-Dosimeters und des TLD-700-Dosimeters erhalten.

Bestrahlungsreihen an einer ^{252}Cf -Quelle ergeben, daß ein solches Dosimeter in Verbindung mit einem Mensch-Phantom eine dosisproportionale Anzeige der Neutronen auch im Energiebereich schneller Neutronen ergibt. Die Ergebnisse dieser Phantombestrahlungen in verschiedenen Abständen von der Quelle sowie hinter verschiedenen Abschirmungen zeigen, in welchem Maße die Anzeige eines Albedo-Dosimeters von der Moderierung der Neutronen und der Orientierung des Körpers zur Strahlenquelle abhängt.

AUTOREN	γ -DOSISANZEIGE IN RAD FÜR $4 \cdot 10^{10} \frac{n_{th}}{\text{cm}^2}$	
	TLD-700 +)	TLD-100
Tochilin et al (2)	4,0	610
Ayyangar et al (3)	3,8	440
Scarpa (4)	4,0	260
Majborn et al (5)	5,3	1.460

+) ^6Li -Anteil zwischen 0,007 % und 0,01 %

Tab. 1: Empfindlichkeit von LiF-Dosimetern gegenüber thermischen Neutronen

1. Neutronenempfindlichkeit

Die relativ große Empfindlichkeit von LiF gegenüber thermischen Neutronen wird auf die Kernreaktion $^6\text{Li} (n, \alpha) ^3\text{H}$ zurückgeführt, die bei thermischen Neutronen einen Wirkungsquerschnitt von 945 barn zeigt. In der natürlichen Isotopenzusammensetzung enthält LiF (TLD 100, Fa. Harshaw) einen Anteil von 7,42 % ^6Li und 92,58 % ^7Li . Der ^6Li -Anteil kann in einem Bereich von 0,007 % (TLD 700) bis 95,6 % (TLD 600) verändert werden, so daß die Neutronenempfindlichkeit von LiF bezogen auf die γ -Empfindlichkeit zwischen einem

Faktor 5 und mehr als einem Faktor 2.000 variiert werden kann (siehe Tab. 1). Die unterschiedliche Neutronenempfindlichkeit von TLD 100, TLD 600 und TLD 700 wird zu einer Trennung der Dosisanteile von Neutronen- und γ -Strahlung herangezogen. Das LiF-Dosimeter ist gegenüber mittelschnellen Neutronen insbesondere aber gegenüber schnellen Neutronen für einen dosimetrischen Nachweis zu unempfindlich. Hier sind ausschließlich Referenzmessungen möglich. Die Energiedosisempfindlichkeit beträgt bei 15 MeV Neutronen 14 % der γ -Empfindlichkeit [11].

Nach dem Prinzip der Albedo-Dosimetrie können mittelschnelle Neutronen nach einer Moderierung im Körper als thermische Neutronen austreten und an der Körperoberfläche mit einem Detektor für thermische Neutronen nachgewiesen werden. Direkteinfallende thermische Neutronen werden hierbei bis zu einem Faktor 4 überbewertet. Bei Verwendung einer Cadmium- oder Borabschirmung erzielt man mit dem Albedo-Dosimeter eine annähernd dosisrichtige Anzeige thermischer und mittelschneller Neutronen bis zu einer Energie von 10 keV [7,8]. Aufgrund theoretischer und experimenteller Untersuchungen kann ein Albedo-Dosimeter demgegenüber schnelle Neutronen nur mit einer Empfindlichkeit von etwa 1 % nachweisen. Es erschien daher aussichtslos, ein Albedo-Dosimeter auch zum Nachweis schneller Neutronen einzusetzen [6-9].

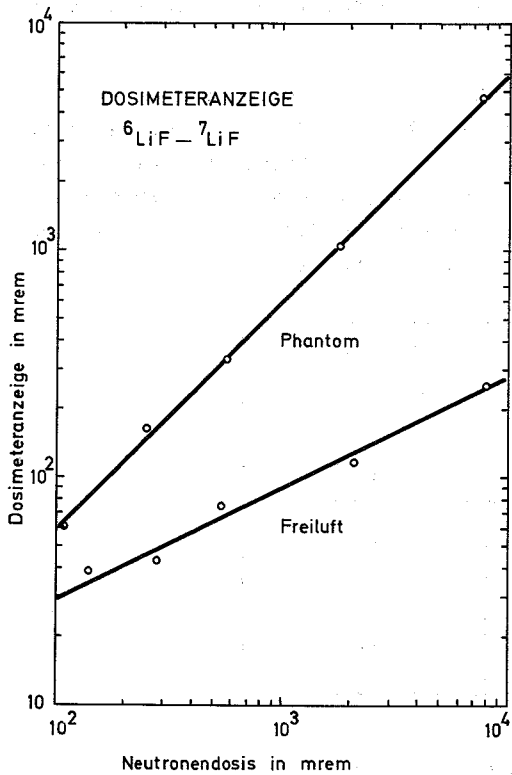


Abb. 1: Anzeige eines LiF-Dosimeters bei Freiluft- und Phantombestrahlung mit ^{252}Cf -Neutronen

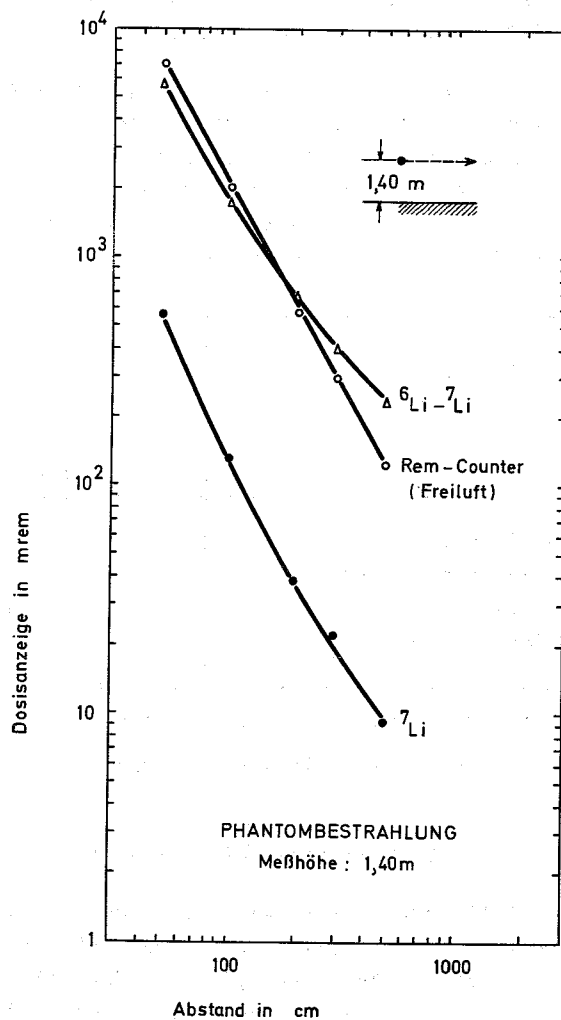


Abb. 2: Anzeige eines LiF-Dosimeters im Vergleich zur Rem-Counteranzeige bei ^{252}Cf -Neutronenbestrahlung

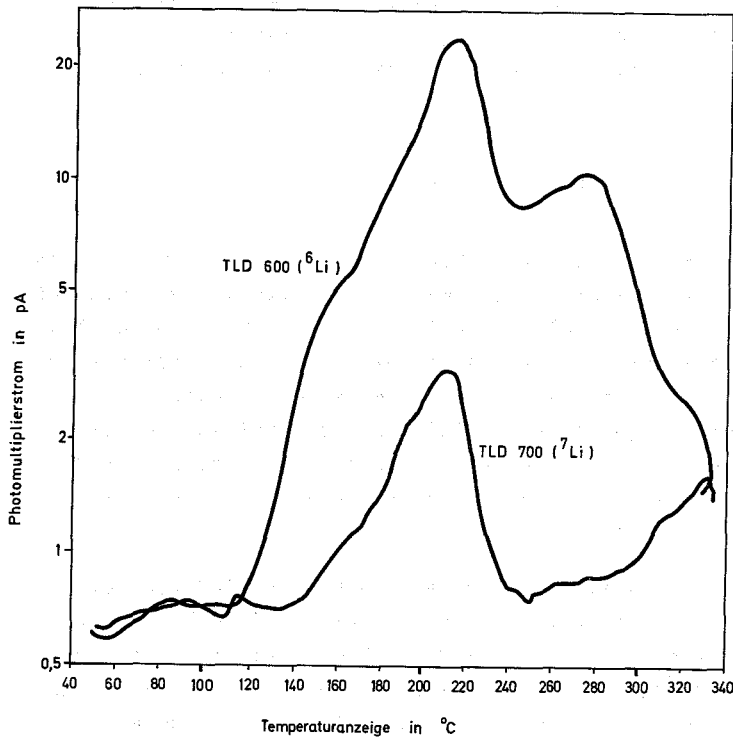


Abb.3: Glow-Kurven eines TLD 600 und TLD 700 Dosimeters nach ^{252}Cf -Neutronenbestrahlung

Untersuchungen, die wir an einer ^{252}Cf -Neutronenquelle (Spaltneutronen, $E_{\text{eff}} \approx 1,9 \text{ MeV}$) durchführten (siehe Abb.1), zeigten jedoch, daß die Meßwertdifferenz eines LiF-Dosimeterpaares bei einer Bestrahlung an der Phantombereichsoberfläche der Neutronenäquivalentdosis proportional ist. Die Neutronenempfindlichkeit entspricht hierbei je nach der Auswertemethode des LiF-Dosimeters etwa 50-100 % der γ -Empfindlichkeit.

Abb.2 zeigt die Nachweisverhältnisse des Albedo-Dosimeters im Strahlungsfeld einer ^{252}Cf -Quelle. Wiedergegeben sind hier in Abhängigkeit vom Quellenabstand die Ergebnisse einer Rem-Counter-Messung (Anderson-Brown-Typ), die an einem Menschphantom (Wasserflasche von 20 cm ϕ) mit TLD 700 gemessene

γ -Dosis und der aus der Meßwertdifferenz TLD 600 und TLD 700 ermittelte Neutronendosisanteil. In größeren Abständen von der Quelle bzw. in geringerer Höhe über Boden registriert das Albedo-Dosimeter demnach die vom Boden rückgestreuten Neutronen mit einer höheren Empfindlichkeit als der Rem-Counter.

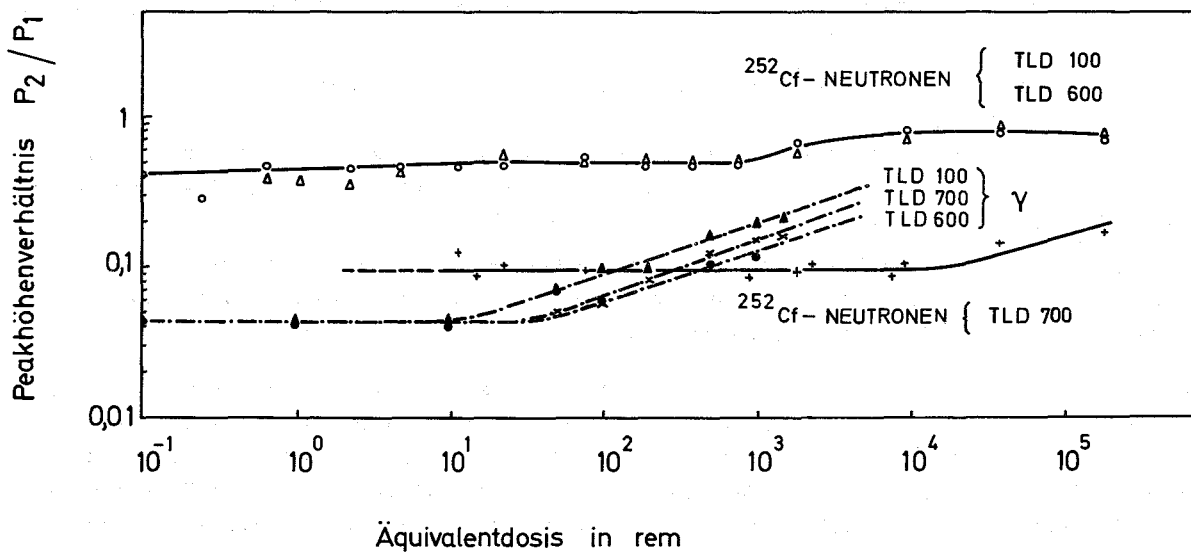


Abb. 4: Dosisabhängigkeit des Meßwertanteiles im Glow-Peak 1 und 2 von LiF-Dosimetern bei Gamma- und ^{252}Cf -Neutronenbestrahlung mit einem Albedo-Dosimeter

Weitere Phantombestrahlungen in verschiedenen Abständen von der ^{252}Cf -Quelle sowie hinter verschiedenen Abschirmungen sollten zeigen, in welchem Maße die Anzeige eines derartigen Albedo-Dosimeters bei einem Einsatz in der Personenüberwachung von der Moderierung der Neutronen sowie von der Orientierung des Körpers zur Strahlenquelle abhängt.

2. Trennung des Neutronen- und γ -Dosisanteiles

2.1 Dosimeterauswertung

Als Dosimeter wurden handelsübliche LiF-Dosimeter (Harshaw TLD 100, TLD 600 und TLD 700) der Größe $3 \times 3 \times 1 \text{ mm}^3$ mit den bereits erwähnten Isotopenzusammensetzungen gewählt. Die Ausmessung erfolgte in einem Harshaw-Reader Modell 2.000 A + B bei einer maximalen Ausheiztemperatur von 240°C . Nur für Glow-Peak-Untersuchungen wurde die Maximaltemperatur auf 330°C erhöht. Zur Wiederverwendung der Dosimeter wurde eine Regenerierung bei $400^\circ\text{C}/1 \text{ h}$ und $100^\circ\text{C}/2 \text{ h}$ zugrundegelegt. Wegen einer ungleichmäßigen Empfindlichkeit der Einzeldosimeter von mehr als $\pm 5\%$ innerhalb einer Charge wurde jedes Dosimeter vor Beginn aller Meßreihen individuell kalibriert. Es wurde sichergestellt, daß sich der Sondenfaktor durch die Regenerierung nicht ändert.

Abb. 3 zeigt typische Thermolumineszenz-Ausheizkurven eines TLD 600 und TLD 700 Dosimeters bis zu einer maximalen Ausheiztemperatur von 330°C nach einer Bestrahlung mit ^{252}Cf -Neutronen. Die TL-Glow-Kurven zeigen zwei verschiedene Glow-peaks im Temperaturbereich um 210°C (Peak 1) und um 270°C (Peak 2). Es zeigt sich hierbei, daß γ -Strahlung bevorzugt in Peak 1 (niederenergetische Haftstellen), Neutronenstrahlung hingegen in beiden Peaks nachgewiesen wird.

Die Anwendung von LiF-Dosimetern zur Neutronendosimetrie in einem gemischten Strahlungsfeld macht eine Trennung des γ -Dosisanteiles erforderlich. Dies kann durch die Auswertung der beiden Haupt-Glow-Peaks eines neutronenempfindlichen Dosimeters oder durch die gleichzeitige Verwendung eines Dosimeterpaares unterschiedlicher Neutronenempfindlichkeit geschehen.

2.2 Glow-Peakausmessung

Die Untersuchungen des Meßwertanteiles in Peak 2, bezogen auf den Meßwertanteil in Peak 1, erfolgten mit verschiedenen Methoden:

- die Peakhöhen der ausgeschriebenen Glowkurven bis zu einer Temperatur von 330°C wurden ausgewertet,
- die LiF-Dosimeter wurden zweifach ausgemessen und zwar bis zu einer Temperatur von 240°C (Glow-Peak 1 wird vollständig erfaßt) und nach Abkühlung bis zu einer Temperatur von 330°C (auch Glow-Peak 2 wird vollständig erfaßt).

Das Verhältnis der beiden Peakhöhen zeigt in Abhängigkeit von der Dosis für beide Methoden das gleiche Verhalten, der Meßwertanteil in Peak 2 ist jedoch bei der Einfachauswertung (Abb. 4), wie zu erwarten, größer.

Die Abbildung 4 zeigt den relativen Meßwertanteil in Peak 2 bezogen auf den Meßwertanteil in Peak 1 für TLD 100, TLD 600 und TLD 700 in Abhängigkeit von der Äquivalentdosis für eine Bestrahlung mit ^{137}Cs - γ -Strahlung und mit ^{252}Cf -Neutronen (Albedo-Dosimeter-Meßwert bezogen auf Rem-Counter-Anzeige). Der relative Meßwertanteil von Peak 2 ist über den gesamten interessierenden Dosisbereich bis 10^3 rem nahezu konstant, er beträgt bei Neutronenbestrahlung für TLD 100 bzw. TLD 600 etwa 40% - 50%, für TLD 700 (mit $0,01\% \text{ } ^6\text{Li}$) hingegen nur 10% des Meßwertanteiles in Peak 1. Der entsprechende Wert bei γ -Strahlung ist 4,5% für alle TLD-Dosimeter. Oberhalb einer Dosis von 10 rem steigt das Peak-Verhält-

nis demgegenüber mit der Dosis rasch an. Unterhalb einer Dosis von 100 mrem kann wegen des kleinen Peakverhältnisses Peak 2 nicht mehr gemessen werden. Für die Routineüberwachung ist demnach mit einer Glow-Peak-Auswertung eine Trennung des γ -Dosisanteiles und des Neutronendosisanteiles nur im Gammadosisbereich von 100 mrem bis 10 rem möglich. Dies steht in guter Übereinstimmung entsprechender Untersuchungen mit TLD 100 von Busuoli u.a. [10].

Die zusätzliche Besetzung der Haftstellen von Peak 2 erfolgt bei TLD 100 oberhalb einer γ -Dosis von 10 rem, bei TLD 600 bzw. TLD 700 erst oberhalb 40 rem. Der Meßwertanteil von Peak 2 zeigt schon in diesem Bereich ein Abweichen vom linearen Verlauf der Dosischarakteristik. Bei Neutronen wird hingegen ein linearer Verlauf bis 10^3 rem beobachtet, obwohl hier der Beitrag von Peak 2 zum Gesamtmeßwert relativ hoch ist. Dieses Verhalten bestimmt die Supralinearität der Meßwertanzeige von LiF.

2.3 Meßwertdifferenz von TLD 600 und TLD 700

Zur Trennung des γ -Dosisanteiles kann auch ein TLD 600/TLD 700 Dosimeterpaar verwendet werden. Das TLD 700-Dosimeter wird für die hier in Betracht kommenden Messungen gegenüber thermischen Neutronen als ausreichend unempfindlich angesehen. Seine Anzeige ist ein Maß für die γ -Dosis. TLD 600 hingegen zeigt neben der γ -Strahlung wegen seines hohen ^6Li -Gehaltes auch thermische Neutronen an. Die Meßwertdifferenz von TLD 600 und TLD 700 gibt den Neutronenanteil der Strahlung wieder.

Eine Trennung der Neutronen- und γ -Dosisanteile durch Differenzbildung des TLD 600 und TLD 700 Meßwertes ist hierbei sowohl bei einer Aufheiztemperatur von 240°C als auch von 330°C möglich.

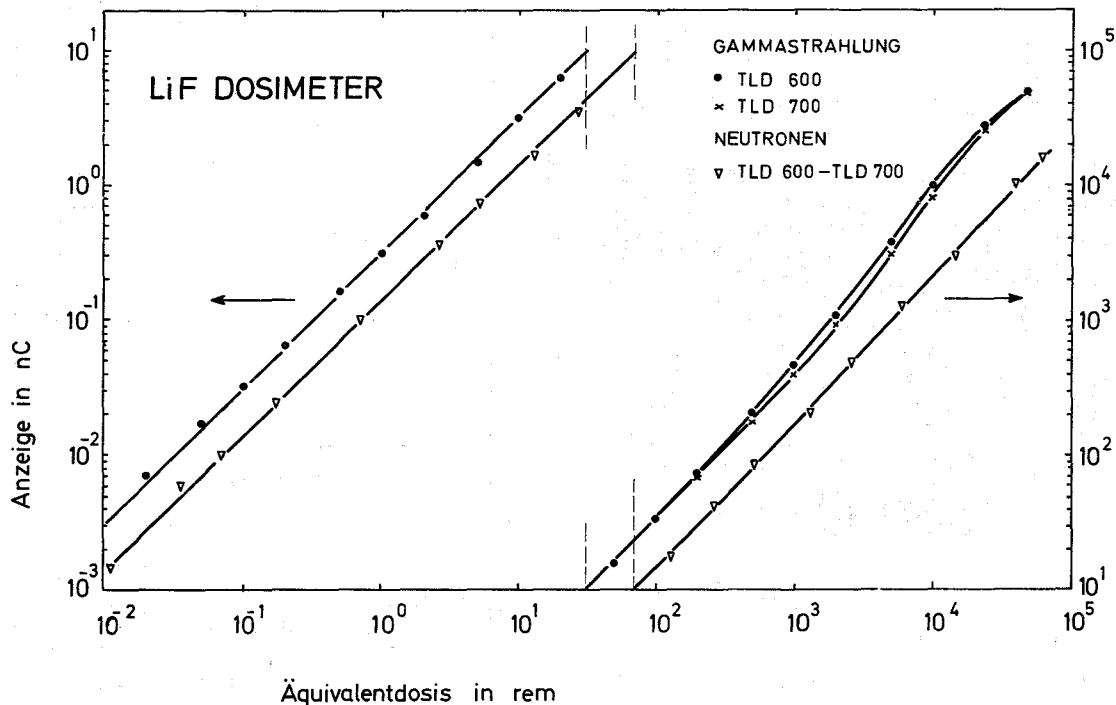


Abb.5: Dosisbereich des LiF-Dosimeters bei Gammabestrahlung und ^{252}Cf -Neutronenbestrahlung mit einem Albedo-Dosimeter

Die Dosimeteranzeige des TLD 600 und TLD 700 Dosimeters ist in Abb.5 in Abhängigkeit von der Äquivalentdosis der ^{137}Cs - γ -Strahlung und einer Neutronenstrahlung (^{252}Cf -Neutronen mit Albedo-Dosimeter) für eine Ausheiztemperatur von 240°C wiedergegeben. Sowohl TLD 600 als auch 700 zeigen gegenüber γ -Strahlung oberhalb 200 rem ein ähnliches supralineares Verhalten. Hier ist derjenige Meßwertanteil, der bei der Differenzbildung als Neutronenanteil vorgetäuscht wird, bis zu einer γ -Dosis von 1.000 rem geringer als 10%, bis zu 10^5 rem geringer als 20% der gemessenen γ -Dosis.

Die Meßwertdifferenz von TLD 600 und TLD 700 ist für Neutronen im Dosisbereich von < 100 mrem bis 1.000 rem proportional zur Äquivalentdosis und zeigt, wie aus Abb.4 zu erwarten war, oberhalb dieser Dosis im Gegensatz zur γ -Dosisanzeige ein günstigeres supralineares Verhalten. Nach Korrektur der supralinearen Anzeige der Meßwertdifferenz mit einem Faktor von maximal 1,75 ist eine Erweiterung des Neutronendosisbereiches bis zu 10^5 rem möglich.

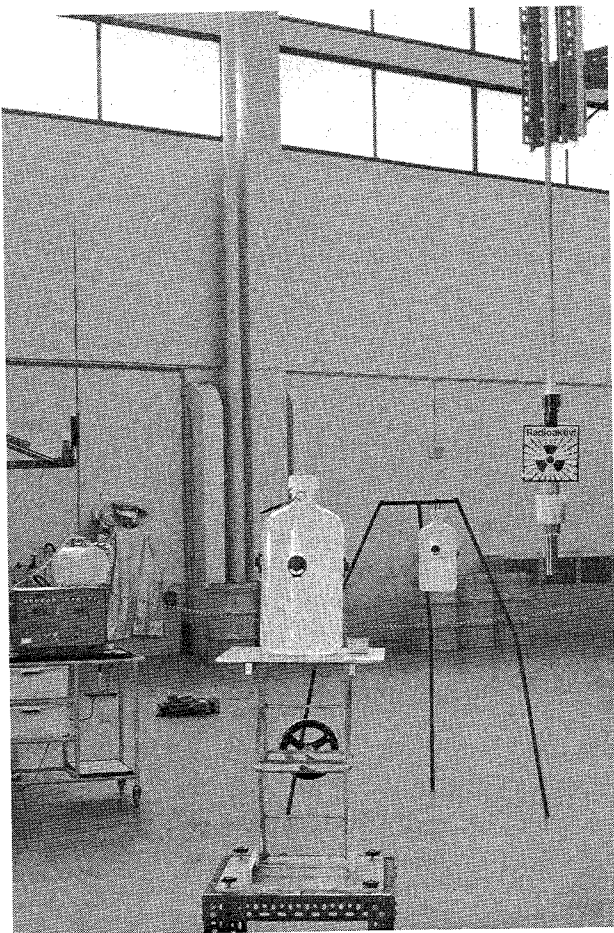
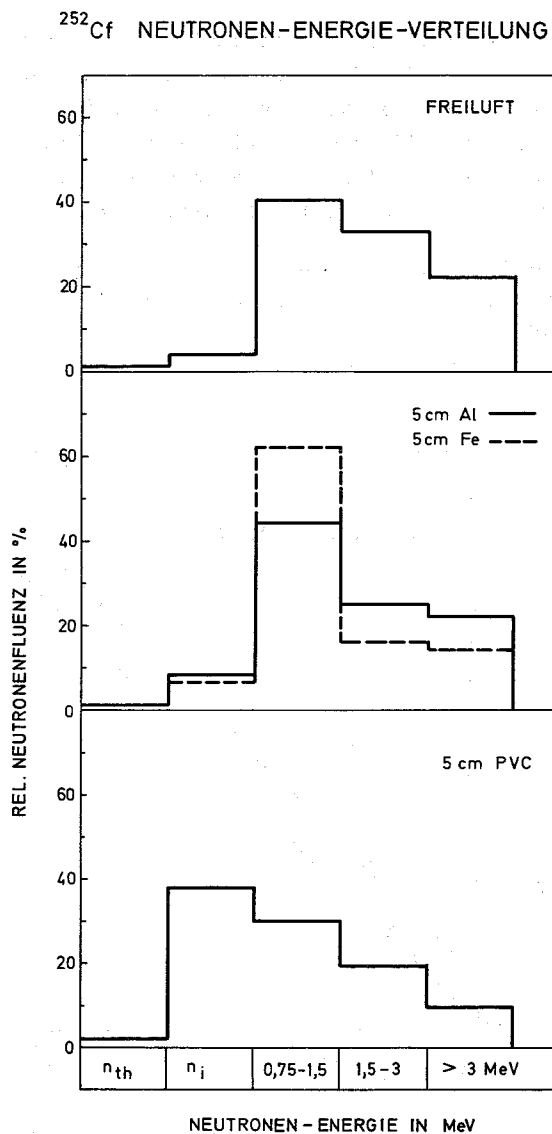


Abb.6: Phantombestrahlung mit einer ^{252}Cf -Quelle in der Technikumshalle

Abb.7: ^{252}Cf -Neutronen-Energieverteilung hinter verschiedenen Abschirmmaterialien von 5 cm Dicke



Der Neutronendosisanteil kann somit über einen Dosisbereich von < 100 mrem bis über 1.000 rem von einem gleichzeitig auftretenden γ -Strahlungsanteil bis oberhalb 1.000 rem getrennt werden. Das Albedo-Dosimeter, das TLD 600 und TLD 700 als Detektoren enthält, kann demnach schnelle Neutronen einer ^{252}Cf -Quelle ($\approx 1,9$ MeV) über einen Dosisbereich von < 100 mrem bis 10^5 rem nachweisen.

3. Albedo-Dosimetrie an einer ^{252}Cf -Quelle

3.1 Beschreibung der Bestrahlungsverhältnisse

Zur Kalibrierung des Albedo-Dosimeters im Bereich schneller Neutronen wurde eine 1 mg Cf-Quelle mit einem effektiven Quellfluß von $2,1 \times 10^9$ n/sec verwendet. Die Bestrahlungen erfolgten in $1,4$ m Höhe über Boden (Beton) in einer Technikumshalle von 10×20 m² Ausdehnung und 10 m Höhe sowie in $5, 3, 2, 1$ und $0,5$ m Entfernung von der Quelle (siehe Abb.6). Die Äquivalentdosis wurde an den entsprechenden Positionen mit einem Rem-Counter (Anderson-Brown-Typ) bestimmt.

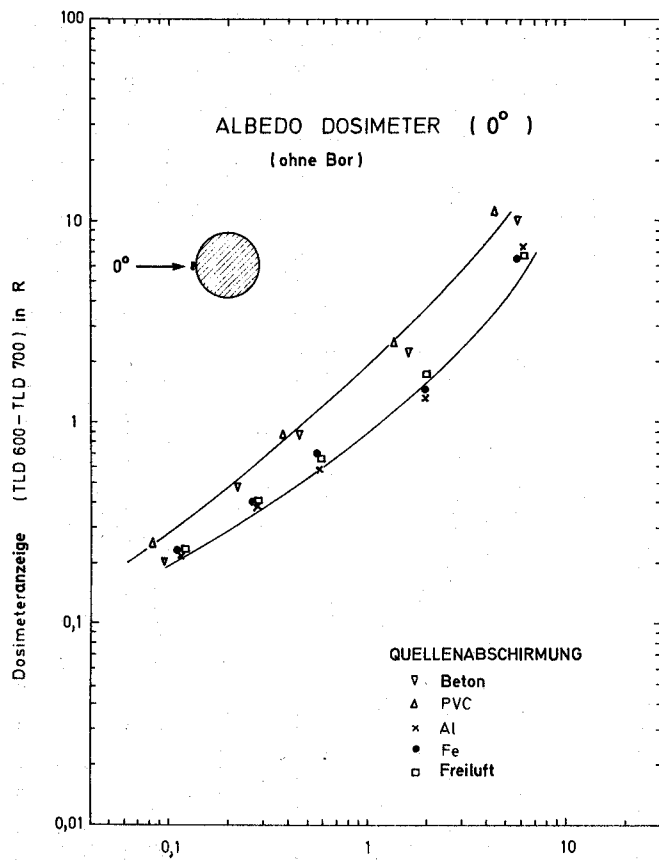
Die Messungen an der ^{252}Cf -Quelle erfolgten Freiluft sowie hinter verschiedenen Abschirmungen. Als Material für die 5 cm dicke Abschirmung wurde PVC, Beton, Aluminium und Eisen ausgewählt. Abb.7 gibt die entsprechenden Neutronenspektren wieder, die in 20 cm Entfernung von der Quelle mit konventionellen Aktivierungs- und Spaltdetektoren ermittelt wurden (Au, Au in Cd, ^{237}Np , ^{238}U , ^{32}S). Die Neutronenenergieverteilung der ^{252}Cf -Quelle zeigt hinter 5 cm Stahl und Aluminium eine Verschiebung des Maximums zu kleineren Energien, hinter der PVC-Abschirmung ist hingegen ein erheblicher Zuwachs an mittelschnellen Neutronen zu beobachten.

Mit den vorliegenden Abschirmungen werden damit Neutronenquellen erhalten, deren Energieverteilung vorwiegend im Bereich von etwa $0,1 - 5$ MeV liegen, was den praktischen Verhältnissen bei Arbeiten an ^{252}Cf -Quellen nahekommt.

3.2 Eigenschaften des Albedo-Dosimeters

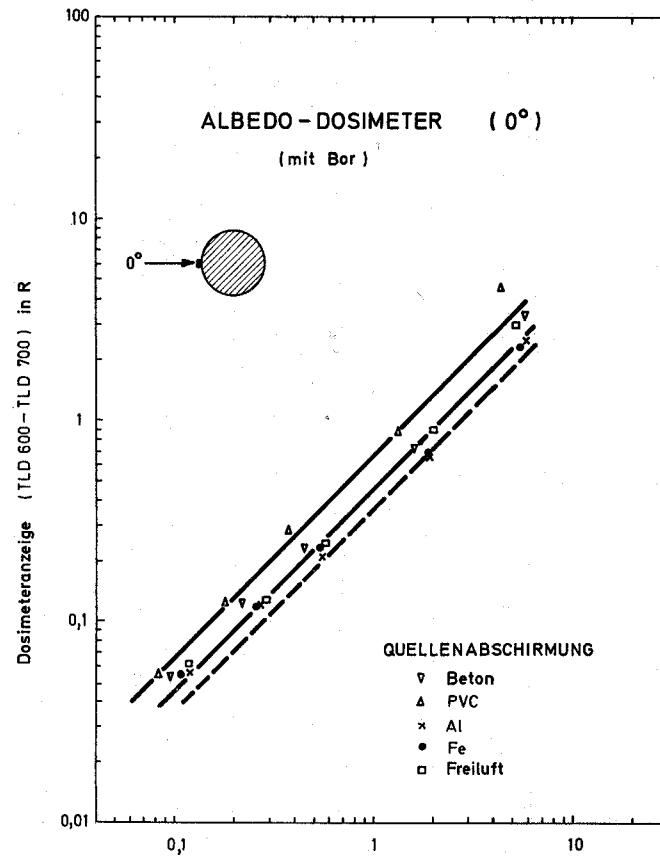
Die Bestrahlungen erfolgten mit einem TLD 600 und TLD 700 Dosimeterpaar in Verbindung mit einem Menschphantom (Wasserflasche 20 cm ϕ). Parallel dazu wurde eine Dosimeteranordnung mit einer Borkapselung gewählt, welche das Dosimeterpaar auf der dem Körper abgewandten Seite gegenüber direkt einfallenden energiearmen Neutronen aus der Umgebung abschirmt. Für die Versuche wurde eine 3 mm dicke Phenolharzkapsel mit 560 mg/cm² Borkarbidanteil benutzt, die bereits von I.R. Harvey für diese Zwecke konstruiert und zur Messung mittelschneller Neutronen vorgeschlagen wurde [8].

Von den dosimetrischen Eigenschaften des Albedo-Dosimeters wurde zunächst die Energieabhängigkeit der Neutronendosisanzeige für die verschiedenen Neutronenspektren untersucht. Die Ergebnisse der Bestrahlungsreihen, die mit verschiedenen Abschirmungen bei frontaler Bestrahlung des Albedo-Dosimeters (Einfallswinkel 0°) in $0,5 - 5$ m Abstand von der Quelle und in $1,4$ m Höhe über Boden gewonnen wurden, sind in Abb. 8 und 9 für das Albedo-Dosimeter ohne und mit Borabdeckung wiedergegeben. Die Anzeige des Albedo-Dosimeters ohne Borabdeckung zeigt in größerer Entfernung von der Quelle eine Überbewertung der aus der Umgebung einfallenden Streustrahlung bis zu einem Faktor 3. Diese relativ ungünstigen Nachweisverhältnisse werden mit Hilfe der Borabdeckung entscheidend verbessert, so daß jetzt eine annähernd lineare Zuordnung zwischen Dosimeteranzeige und Äquivalentdosis vorliegt. Auch bei den stark moderierten Neutronenspektren ist der Einfluß einer Energieabhängigkeit trotz der vorhandenen Überempfindlichkeit des Dosimeters gegenüber thermischen Neutronen (etwa Faktor 100) wider Erwarten klein. Der Einfluß des Neutronenspektrums führt zu einer Energieabhängigkeit von ± 30 %.



Neutronen-Äquivalentdosis in rem

Abb.8: Frontalbestrahlung des Albedo-Dosimeters (ohne Borabdeckung) mit ^{252}Cf -Neutronen hinter verschiedenen 5 cm dicken Abschirmungen



Neutronen-Äquivalentdosis in rem

Abb.9: Frontalbestrahlung des Albedo-Dosimeters (mit Borabdeckung) mit ^{252}Cf -Neutronen hinter verschiedenen 5 cm dicken Abschirmungen

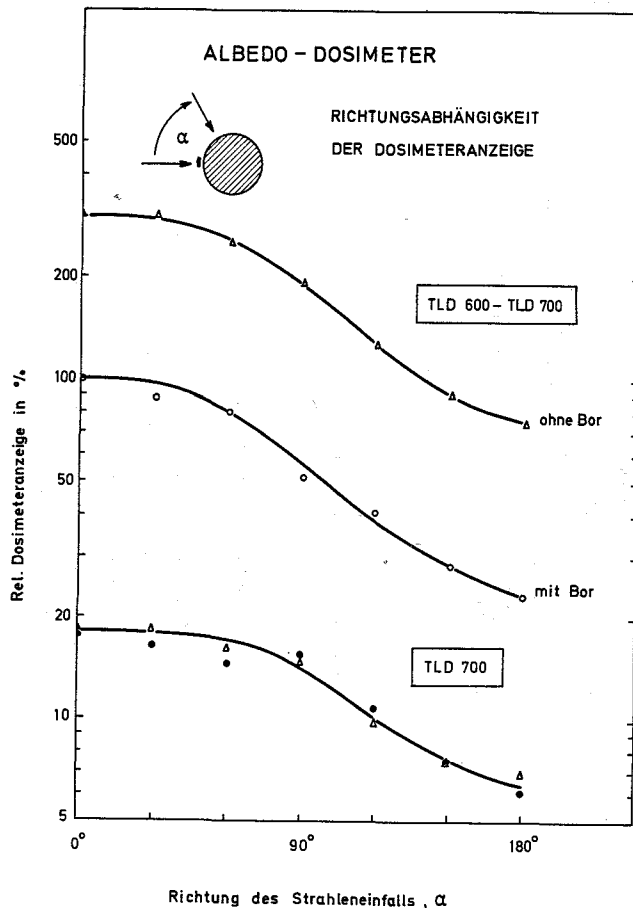


Abb.10: Richtungsabhängigkeit des Albedo-Dosimeters.

3.3 Albedo-Dosimetersystem

Ein Albedo-Dosimeter, dessen Dosimeteranzeige auch von der Richtung des Strahleneinfalles unabhängig ist, erhält man mit einem System aus zwei Dosimetern, die an der Vorder- und Rückseite des Körpers getragen werden. Es ist bereits mit einem Kernspurfilm als Detektor gezeigt worden, daß die Summe der Dosimeteranzeigen die Neutronendosis am Ort der Person ausreichend genau wiedergibt und die beim Einzeldosimeter vorhandenen Einflüsse der Richtungsabhängigkeit von einem Faktor 5 auf 20% herabsetzt [12].

Die Ergebnisse entsprechender Meßreihen unter Strahleneinfallsrichtungen von 0°, 90° und 180° sind in Abb.11 und Abb.12 für das Albedo-Dosimeter ohne und mit Borabdeckung wiedergegeben. Das Albedo-Dosimeter ohne Borabdeckung zeigt wegen der großen Empfindlichkeit gegenüber gestreuten Neutronen aus der Umgebung vor allem in größerem Abstand von der Quelle (kleine Dosis) ein Abweichen vom linearen Verlauf.

Die Meßwertdifferenz von TLD 600 und TLD 700 ist beim Albedo-Dosimetersystem mit Borabschirmung hingegen direkt proportional zur Äquivalentdosis und für einen größeren Abstand als 1 m von der Quelle bis auf $\pm 30\%$ unabhängig von der Richtung des Strahleneinfalles und unabhängig von den Einflüssen eines unterschiedlichen Neutronenspektrums an der ^{252}Cf -Quelle. In größeren Abständen von der Quelle (Position 3 m bis 5 m, entsprechende Dosen von < 1 rem) führt der Einfluß eines Rückstreuanteiles vom Boden zu einer geringen Überbewertung der Neutronendosis aber gleichzeitig auch zu einer Verringerung der Energieabhängigkeit. Die Neutronenempfindlichkeit des Albedo-Dosimeter-

Die Anzeige des Albedo-Dosimeters am Phantom ist jedoch von der Richtung des Strahleneinfalles abhängig (siehe Abb.10). Die Dosimeteranzeige beträgt für eine Bestrahlung des Phantoms unter 90° und 180° nur 50% bzw. 20% der Anzeige bei frontaler Einstrahlung.

Beschränkt man die Einsatzmöglichkeiten des Albedo-Dosimeters zunächst auf eine Personenüberwachung an einer ^{252}Cf -Quelle, dann erhält man im untersuchten Energiebereich von etwa 0,5 - 5 MeV vergleichsweise günstigere Nachweisverhältnisse als mit dem Kodak-NTA-Kernspurfilm. Die entsprechende Energieabhängigkeit der Dosimeteranzeige liegt beim Kernspurfilm innerhalb $\pm 60\%$ bei Messung der Äquivalentdosis (Vielt Stoßdosis) bzw. $\pm 30\%$ bei Messung der Energiedosis (Erststoßdosis) [11].

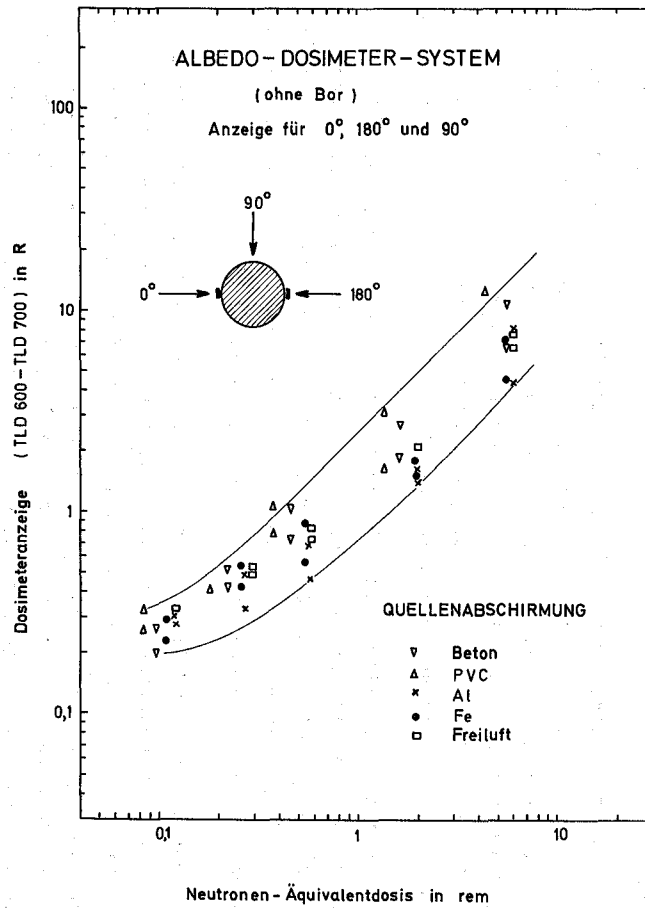


Abb.11: Bestrahlung des Albedo-Dosimetersystems (ohne Borabdeckung) mit ^{252}Cf -Neutronen hinter verschiedenen 5 cm dicken Abschirmungen

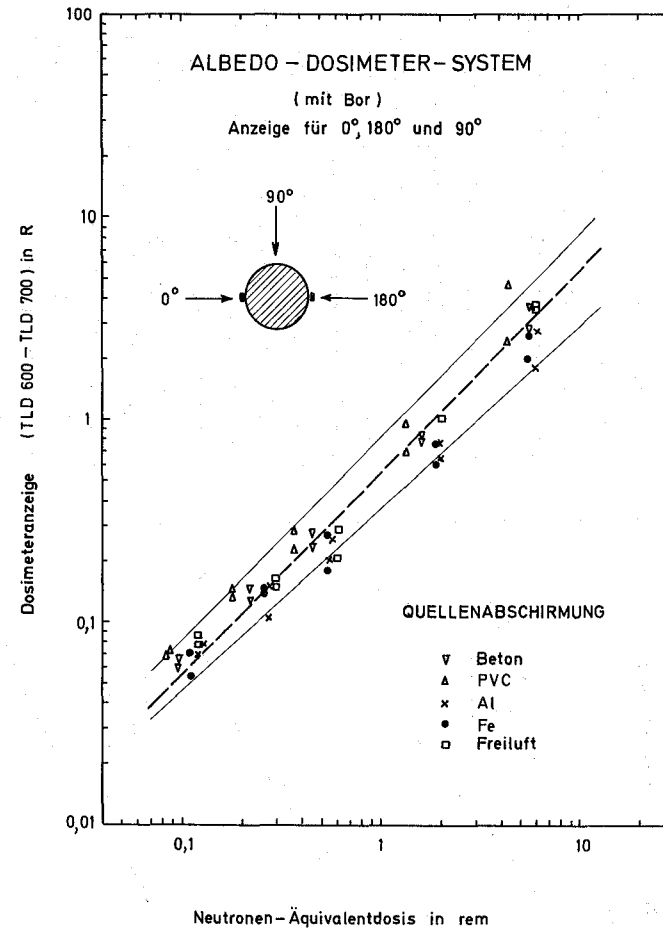


Abb.12: Bestrahlung des Albedo-Dosimetersystems (mit Borabdeckung) mit ^{252}Cf -Neutronen hinter verschiedenen 5 cm dicken Abschirmungen

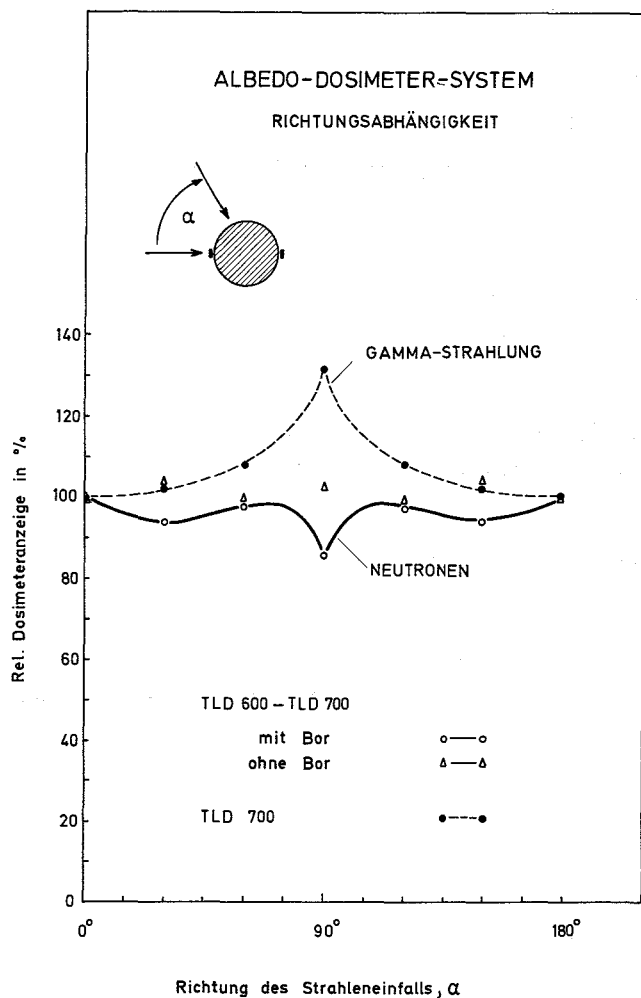


Abb. 13: Richtungsabhängigkeit des Albedo-Dosimetersystems

und Richtungsunabhängigkeit, eine gute γ -Diskriminierung und einen Meßbereich bis oberhalb 1.000 rem.

Besonders im Hinblick auf eine Verwendung als Unfalldosimeter sollen weitere Untersuchungen an Reaktoren und in der Umgebung kritischer Anordnungen zeigen, in welchem Maße das Albedo-Dosimeter gegenüber mittelschnellen Neutronen überempfindlich anzeigt.

Die Anwendung des Albedo-Dosimeters ist nicht nur auf die Ganzkörperdosimetrie beschränkt. Bestrahlungsversuche an einem Handphantom in einer simulierten Glove-Box zeigen auch die Möglichkeit, die Neutronendosis am Handgelenk in 15 - 40 cm Abstand von der Quelle zu messen [I3]. Die Borabdeckung reduziert hierbei die Neutronendosisanzeige an der Handgelenkvorderseite durch Absorption der aus der Umgebung einfallenden thermischen Neutronen bis zu einem Faktor 20. Im Vergleich zu dem Fingerdosimeter mit Spaltfragmentdetektoren [I4] ist das Albedo-Dosimeter jedoch nur zur Messung am Handgelenk geeignet.

Wir danken FrI. Kuhn, Fr. I. Hofmann und FrI. Chr. von Brandenstein für ihre Mitarbeit bei den umfangreichen Meßreihen.

systems mit Borabdeckung beträgt 0,54 R/rem bezogen auf eine γ -Kalibrierung des LiF-Dosimeters. Der entsprechende γ -Dosisanteil in der Umgebung der ^{252}Cf -Quelle beträgt etwa 10% der Neutronendosis.

Einflüsse der Phantomgröße sowie Änderungen der Quellhöhe über Boden führen zu keiner wesentlichen Änderung der Nachweisverhältnisse [I3]. Die Richtungsabhängigkeit des Albedo-Dosimetersystems ist für verschiedene Strahleneinfallrichtungen und eine ^{252}Cf -Quelle in Abb. 13 wiedergegeben. Die Summe der γ -Dosisanteile führt bei Bestimmung der γ -Dosis zu einer 30%igen Überbewertung.

4. Anwendungsmöglichkeiten des Albedo-Dosimeters

Bei Arbeiten an einer ^{252}Cf -Quelle kann das Albedo-Dosimeter als Routinedosimeter eingesetzt werden. Bestrahlungsversuche mit AmBe-Neutronen ergeben auch für energiereiche Neutronen von 1 bis 10 MeV eine entsprechende Empfindlichkeit des Albedo-Dosimeters. Im Vergleich zum Kernspurfilm zeigt das Albedo-Dosimeter eine bessere Energie-

Literatur

- [I] Steinbach, K.H.: Atomkernenergie 16, 261, (1970)
- [2] Tochilin, E., et al.: Health Physics 16, (1969)
- [3] Ayyangar, K., et al.: Proc. Sec. Int. Conf. Lum. Dos., USAEC CONF-680920, 525, (1968)
- [4] Scarpa, G.: Health Physics 19, 91, (1970)
- [5] Majborn, B., et al.: IAEA-Symposium Dosimetry Techniques, 1972
- [6] Dennis, I.R.: Proc. IAEA Symp. Neutron Monitoring, (1966)
- [7] Harvey, I.R.: Report RD/B/N827, (1967)
- [8] Harvey, I.R., et al.: Report RD/B/N1547, (1969)
- [9] Attix, F.H.: Proc. IAEA-Symp. Advances in Rad. Detect., 3, (1971)
- [10] Busuoli, G., et al.: Phys. Med. Biol., 15, 673, (1970)
- [II] Piesch, E.: Direct Information 4/64, Atompraxis (1964)
- [I2] Piesch, E.: Atompraxis 9, 179, (1963)
- [I3] Burgkhardt, B., Piesch, E.; Vaane, J.P.: in Vorbereitung
- [I4] Burgkhardt, B., Buijs, K., Piesch, E., Vaane, J.P.: Vortrag Jahrestagung Fachverband für Strahlenschutz, Karlsruhe (1972)

ZUKUNFTSTENDENZEN DER PERSONENDOSIMETRIE

E. PIESCH

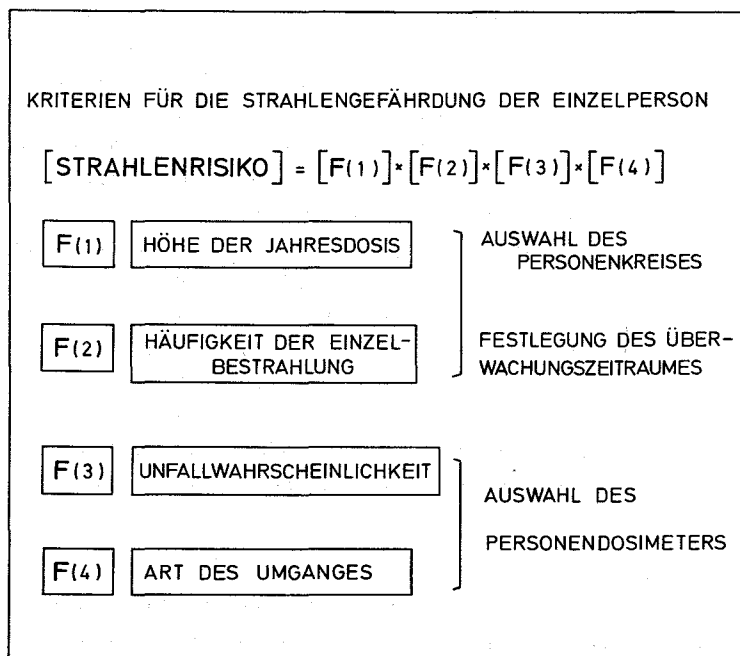
GESELLSCHAFT FÜR KERNFORSCHUNG MBH, KARLSRUHE
ABT. STRAHLENSCHUTZ UND SICHERHEIT

Zusammenfassung

Der gegenwärtige Stand der Personendosimetrie ist - trotz der Bedeutung durch die 1. SSV0 - hinsichtlich der Organisation der Personenüberwachung, der Dosimeteranzahl sowie der Gesamtmeßgenauigkeit unbefriedigend. Ausgehend von den Kriterien für eine Strahlengefährdung werden die Möglichkeiten einer zukünftigen Personenüberwachung diskutiert. Im Vordergrund stehen hierbei eine Vereinfachung des gegenwärtigen Aufwandes innerhalb der Routineüberwachung und eine Verbesserung der meßtechnischen Möglichkeiten insbesondere für den Personenkreis mit einem höheren Strahlenrisiko. Diskutiert werden ferner verbesserte Meßmethoden zur Erhöhung der Meßgenauigkeit und zur Reduzierung des Einflusses des Körpers auf die Anzeige des Personendosimeters sowie die Vorteile einer automatischen Dosimeterauswertung und Daterverarbeitung.

1. Einleitung

Der gegenwärtige Stand der Personenüberwachung ist unbefriedigend, wenn man die Perfektion der organisatorischen Durchführung vergleicht mit der unzureichenden Meßgenauigkeit der Dosimeter, der bisher nicht eindeutig definierten Meßaufgabe und der unkritischen Interpretation der Dosimetermeßwerte.



Strahlenschutzempfehlungen und Verordnungen regeln hierbei die Frage, wer mit welchen Dosimetern wo, wie oft und von wem überwacht werden soll. Die mehr als 10 Jahre alten Regelungen über die Durchführung der Personenüberwachung wurden damals auf die Eigenschaften des Film-dosimeters zugeschnitten. Die Einführung von Festkörperdosimeter läßt es zum gegenwärtigen Zeitpunkt notwendig erscheinen, Sinn und Zweck einer Personenüberwachung neu zu überdenken.

Ausgehend von den Erfordernissen einer Personenüberwachung werden im folgenden die zukünftigen Tendenzen einer Personendosi-

Abb.1: Kriterien für die Strahlengefährdung der Einzelperson

metrie aufgezeigt. Es sind dies eine zukünftige Neuorientierung der Personenüberwachung, methodische Verbesserungen zur Reduzierung des Körpereinflusses als Voraussetzung für die Erzielung einer ausreichenden Meßgenauigkeit, ferner die Möglichkeiten einer Dosimeterauswahl sowie eine automatische Auswertung der Dosimeter.

2. Organisation der Personenüberwachung

Die bisherigen Bemühungen um eine Verbesserung und Vereinheitlichung der Routineüberwachung konzentrieren sich hierbei auf folgende Aufgaben:

- die Auswahl eines Personenkreises mit einem geringen und einem hohen Strahlenrisiko,
- die Festlegung eines optimalen Überwachungszeitraumes innerhalb der Routineüberwachung,
- die Auswahl eines geeigneten Personendosimeters für die jeweilige Überwachungsaufgabe,
- die Verantwortlichkeit bei der Durchführung der Personendosimetrie.

Ausgangspunkt aller Überlegungen sollten diejenigen Kriterien sein, die auch für die Beurteilung des Strahlenrisikos einer Person gelten (siehe Abb.1), nämlich die Höhe der Jahresdosis einer Person, die Häufigkeit einer Einzelbestrahlung, die Unfallwahrscheinlichkeit sowie die Art des Umganges.

Es ist naheliegend, bei der Unterscheidung des Personenkreises mit geringem und hohem Strahlenrisiko (Low Risk bzw. High Risk Personengruppe) und der Festlegung des Überwachungszeitraumes von den beiden ersten Kriterien auszugehen, während die beiden anderen Kriterien vor allem die Auswahl des Personendosimeters bestimmen.

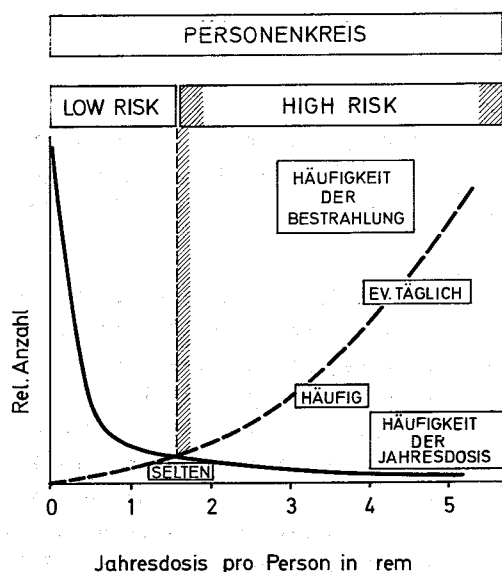


Abb.2: Kriterien für die Auswahl des Personenkreises

weniger als 1,5 rem vorgeschlagen, weil diese Dosis auch bei einem Aufenthalt außerhalb von Kontrollbereichen auftreten kann und hier eine Personenüberwachung nicht erforderlich ist.

Bei dem Personenkreis mit geringem Strahlenrisiko ist anstelle einer monatlichen Überwachungszeit eine Langzeitdosimetrie mit einer vierteljährlichen oder einmal jährlichen Auswertung angebracht. Eine Vierteljahresauswertung ist heute schon an mehreren Stellen verwirklicht. Dies würde den Arbeitsumfang der Meßstelle sowie die derzeitigen Überwachungskosten wesentlich herabsetzen. Zwischenzeitliche Dosisüberschreitungen werden

Die Verhältnisse innerhalb der Personenüberwachung sollen anhand der schematischen Darstellung in Abb.2 näher erläutert werden. Langjährige statistische Auswertungen der Personendosis-Ergebnisse zeigen, daß mehr als 90% aller überwachten Personen überhaupt keine berufliche Strahlenbelastung aufweisen. Nur wenige Personen zeigen eine höhere Jahresdosis. Betrachtet man hingegen die Häufigkeit der Einzelbestrahlungen, dann führen häufige, wenn nicht gar tägliche Einzelbestrahlungen zu einer höheren Jahresdosis, wenn man von den relativ wenigen unvorhergesehenen Unfällen absieht. Häufige Einzelbestrahlungen und eine höhere Jahresdosis sind daher kennzeichnend für eine Person mit einem höheren Strahlenrisiko. Zur Kennzeichnung der Personengruppe mit einem geringen Strahlenrisiko wird eine Jahresdosis von

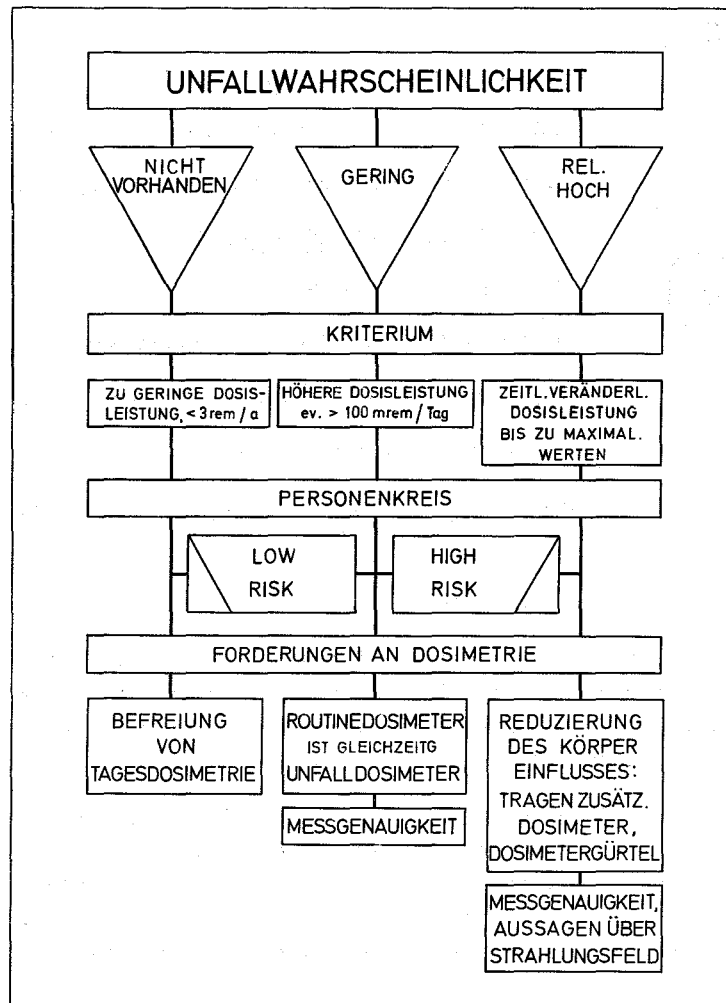
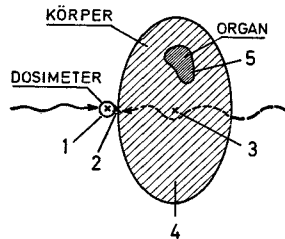


Abb.3: Unfallwahrscheinlichkeit

durch die Tagesdosimetrie angezeigt, so daß das Langzeitdosimeter dann auch vorzeitig ausgewertet werden kann. Beim "High Risk"-Personenkreis sollte eine monatliche Auswertung beibehalten werden.

Ein wichtiges Kriterium für ein Strahlenrisiko ist die Unfallwahrscheinlichkeit (Abb.3). Sie ist dort sicherlich nicht vorhanden, wo die Dosisleistung annähernd konstant und zu klein ist, um eine entsprechende Personendosis von 3 rem/a zu ergeben. Unter diesen Umständen könnte man auf eine Tagesdosimetrie verzichten. Bei der überwiegenden Zahl der "Low Risk"- und "High-Risk"-Personen ist ein Unfallrisiko vorhanden. Hier sollte das verwendete Routinedosimeter gleichzeitig auch Unfalldosimeter und beispielsweise an Reaktoren auch Kritikalitätsdosimeter für Neutronen sein. Die Forderung nach einer höheren Meßgenauigkeit der Dosimeter trifft vor allem auch denjenigen "High Risk" Personenkreis, der sich in der Umgebung zeitlich veränderlicher Strahlungsfelder mit sehr hoher Dosisleistung aufhält. Hier sollte der Körpereinfluß auf die Dosimeteranzeige durch das Tragen mehrerer Dosimeter herabgesetzt werden.

PERSONENDOSIS



- DOSIS AM ORT DER PERSON (ORTSDOSIS)
- DOSIS AM ORT DES PERSONENDOSIMETERS (1)
- DOSIS IM GEWEBEÄQUIV. DOSIMETER AM KÖRPER (1')
- DOSIS AN DER KÖRPEROBERFLÄCHE (2)
- DOSIS IN KÖRPERMITTE (3)
- DOSIS IM MAXIMUM DER TIEFENDOSISVERTEILUNG
- DOSIS VOM GESAMTKÖRPER AUFGENOMMEN (4)
- DOSIS IM KRITISCHEN ORGAN (5)

Abb.4: Verschiedene Möglichkeiten der Definition einer Personendosis

3. Meßmethodische Verbesserungen

Verbesserungen der dosimetrischen Nachweisverhältnisse in der Personendosimetrie sollen vor allem den Einfluß des Körpers auf die Anzeige des Dosimeters herabsetzen. Ausgangspunkt dieser Überlegungen ist eine zweckmäßige Definition der Personendosis und die Ausnutzung meßtechnischer Möglichkeiten.

Zur Definition der Personendosis werden u.a. die Eigenschaften des Strahlungsfeldes selbst, die Eigenschaften des Dosimeters oder der Ort des Dosimeters an der Körperoberfläche oder ein Ort im Körper herangezogen (siehe Abb.4). Die Zugrundelegung des Meßortes an der Körperoberfläche (derzeitiges Konzept I, Messung der Oberflächendosis) ist für eine eindeutige Definition der Personendosis ohne Kenntnis des Strahlungsfeldes unzu-

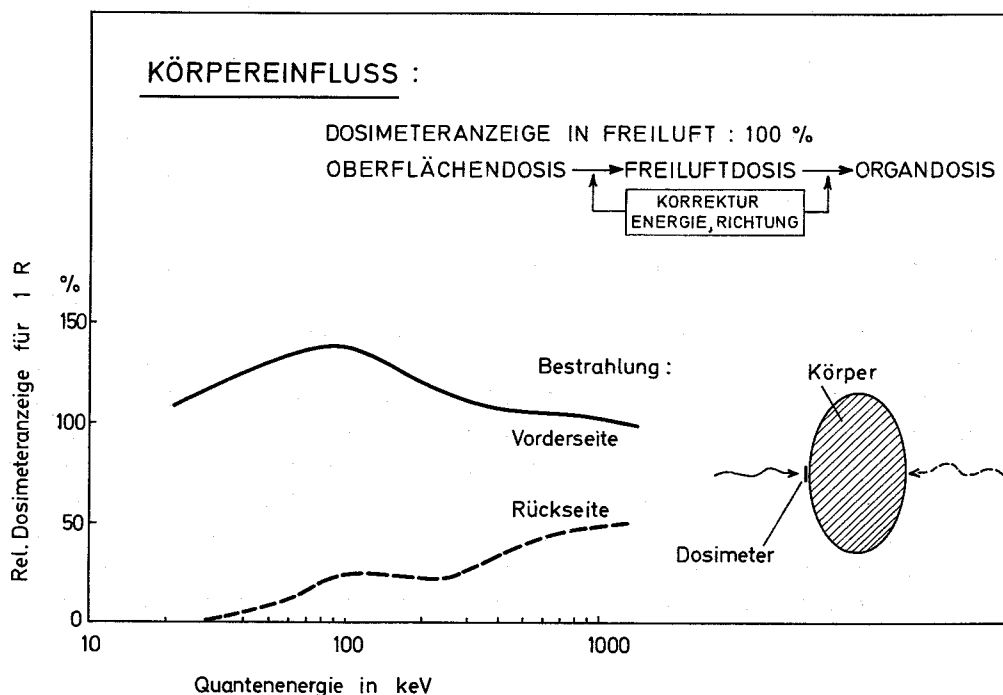


Abb.5: Einfluß des Körpers auf die Anzeige eines Personendosimeters

reichend, da nämlich das System Personendosimeter/Körper im Hinblick auf eine veränderliche Strahleneinfallrichtung ein ganz anderes Verhalten aufweist als beispielsweise die Freiluft gemessene Ionendosis oder die interessierende Energiedosis im kritischen Organ. Die an der Körpervorderseite am Ort des Dosimeters angezeigte Personendosis ist nämlich bei Bestrahlung der Körperrückseite je nach Strahlungsenergie um einen Faktor 2 bis 10 kleiner als bei Bestrahlung der Körpervorderseite. Es ist daher zweckmäßig, zur Definition der Personendosis die Energiedosis im interessierenden kritischen Organ zugrundezulegen (Konzept II, Messung der Organdosis bei Ganzkörperbestrahlung) [1] und die Anzeige des Personendosimeters lediglich als erste Näherung der Personendosis anzusehen.

Die ungünstigen Nachweisverhältnisse in der Personendosimetrie werden deutlich, wenn man den Körpereinfluß auf die Dosimeteranzeige näher betrachtet (siehe Abb.5). Ein Luft- bzw. gewebeäquivalentes Dosimeter, welches im interessierenden Energiebereich die Ionendosis energieunabhängig anzeigt, wird an der Körperoberfläche bei Bestrahlung der Vorderseite durch eine zusätzliche Anzeige der rückgestreuten Strahlung mehr anzeigen, während es bei Bestrahlung der Rückseite durch Schwächung der Strahlung weniger anzeigen wird als die am Ort der Person vorhandene Ionendosis. Die Energiedosis im kritischen Organ kann damit nur bei Kenntnis der Strahleneinfallrichtung sowie der Strahlungsenergie hinreichend genau abgeschätzt werden. Entsprechende Forderungen, neben der Ionendosis auch zusätzliche Aussagen über das Strahlungsfeld zu liefern, wurden in der Vergangenheit des öfteren an die Eigenschaften von Personendosimetern gestellt. Sie konnten in der Praxis jedoch nicht befriedigend erfüllt werden, weil die vom Filmdosimeter übernommenen Methoden auch beim Festkörperdosimeter zu keiner günstigeren Lösung führte.

FEHLER BEI ABSCHÄTZUNG DER ORGANDOSIS:

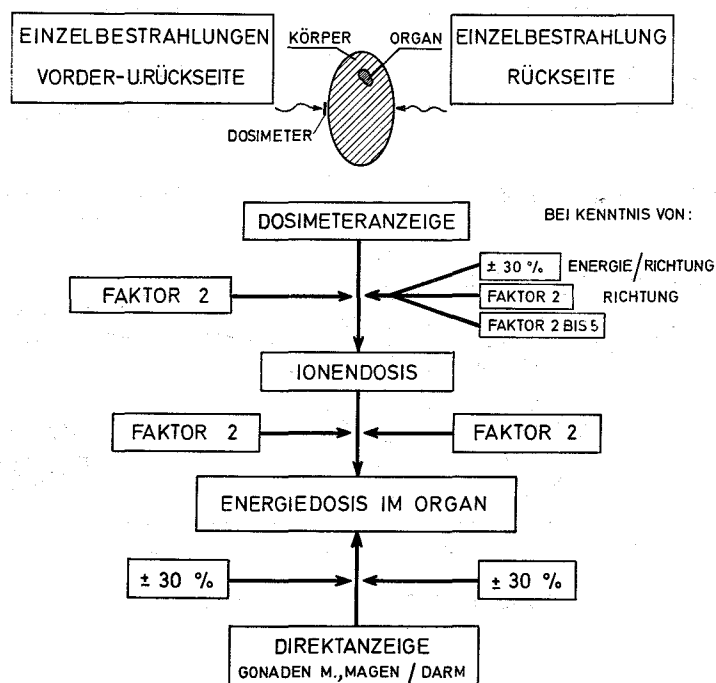


Abb. 6: Fehler bei Abschätzung der Organdosis

Ausgehend vom Konzept II einer Organdosismessung wurde in neuester Zeit gezeigt, daß ein Personendosimeter herkömmlicher Bauart - jedoch mit einer anderen Energieabhängigkeit der Dosimeteranzeige - in der Lage ist, die in den interessierenden Organen vorhandene Energiedosis direkt an der Körperoberfläche anzuzeigen [2]. Die Direktanzeige der Energiedosis im Organ vermeidet jene Fehlereinflüsse, die sich aus einer Umrechnung der Dosimeteranzeige auf eine Ionendosis bzw. Organdosis ergeben. Diese Verhältnisse sollen anhand von Abb.6 erläutert werden. Beim Vorliegen einer Einzelbestrahlung der Körperrückseite kann das Personendosimeter unter Umständen selbst eine Information über die Strahlungsenergie und die Strahleneinfallrichtung (z.B. Phosphatglas bei differentieller Auswertung [3]) oder über die Strahleneinfallrichtung (z.B. Film) liefern. Bei Mehrfachbestrahlungen der Vorder- und Rückseite, wie sie in der Praxis fast ausschließlich vorkommen, verliert die Frage nach Strahleneinfallrichtung und Strahlenqualität ihren Sinn. Eine Umrechnung von Dosimeteranzeige auf Organdosis wird dementsprechend ungenau. Die Direktanzeige der Energiedosis in den Gonaden (männlich) oder der Energiedosis im Magen-Darm-Trakt ist demgegenüber auch unter diesen Verhältnissen annähernd unabhängig von der Richtung des Strahleneinfalles und bis zu Energien von 50 keV unabhängig von der Strahlungsenergie. Die vorliegenden Betrachtungen zeigen, daß die Energiedosis in den interessierenden kritischen Organen mit Hilfe eines von der Körperorientierung unabhängigen und direkt anzeigenden Dosimeters um mindestens eine Größenordnung genauer bestimmt werden kann, als es nach dem konventionellen Konzept einer Oberflächendosismessung und Zugrundelegung einer fragwürdigen Abschätzung des Strahlungsfeldes (Richtung, Energie) möglich ist.

Abb. 7 zeigt am Beispiel von zwei verschiedenen Dosimetersystemen, daß die Personendosis auch bei Bestrahlung der Körperrückseite hinreichend genau gemessen werden kann.

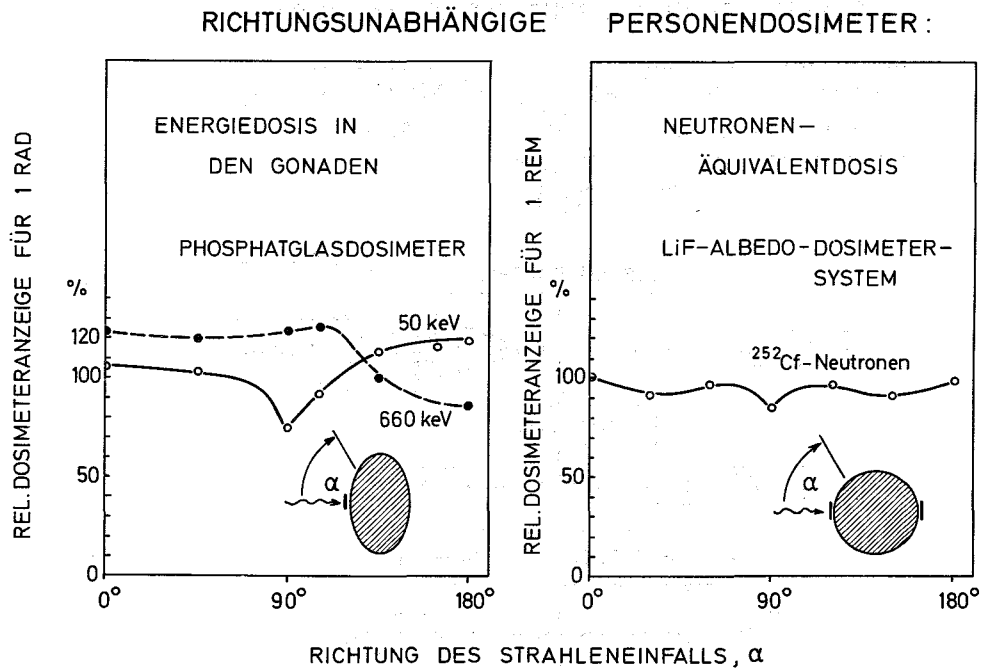


Abb.7: Beispiele für die richtungsunabhängige Anzeige eines Personendosimeters

Das eine Personendosimeter ist ein Phosphatglasdosimeter in Halbkugelhülle, welches die Energiedosis im kritischen Organ an der Körpervorderseite direkt anzeigt. Das andere Personendosimeter ist ein Albedo-Dosimetersystem zum Nachweis schneller Neutronen [4], welches aus zwei Albedo-Dosimetern (TLD 600 und TLD 700) besteht, deren jeweilige Dosimeteranzeigen an der Vorderseite und Rückseite des Körpers addiert werden. Die Richtungsabhängigkeit dieser Dosimeter ist auch bei Rückseitenbestrahlung kleiner als 20%. Eine zukünftige Personendosimetrie wird diese meßtechnischen Möglichkeiten ausnutzen, um dem Personenkreis mit einem hohen Strahlenrisiko auch ein Personendosimeter mit einer hohen Meßgenauigkeit anbieten zu können.

Meßmethodische Verbesserungen in der Personendosimetrie werden in Zukunft auch von einer Neuorientierung der dosimetrischen Meßgrößen und der Dosisdefinitionen ausgehen. Die Arbeit in Normierungsausschüssen beschränkte sich bisher auf die Zusammenstellung eines Kataloges dosimetrischer Begriffe, ohne daß damit die praktischen Probleme der meßtechnischen Aufgabenstellung berührt oder vereinfacht wurden. Ansätze zu einem zweckentsprechenden, einheitlichen Konzept einer Personendosimetrie auf internationaler Ebene wurden bisher wegen der Konsequenzen einer solchen Änderung zurückgestellt. Denn eine Änderung der gegenwärtig gültigen Definition einer Äquivalentdosis für Neutronen würde beispielsweise die Konstruktion neuer Rem-Counter, die Neukalibrierung aller Neutronendetektoren sowie die Neufestlegung von Fluenz-Äquivalentdosis-Umrechnungsfaktoren für alle interessierenden Neutronenspektren und Detektoren zur Folge haben. Nach den heutigen Erkenntnissen wäre es jedoch sinnvoll, zur Berechnung der Energieübertragung im Gewebe anstelle eines unendlich ausgedehnten Gewebeelementes von 30 cm Dicke [5] ein zylindrisches Phantom zugrunde zu legen und die Richtungsabhängigkeit der Äquivalentdosisfunktion sowie eine eventuelle Organbelastung zu berücksichtigen [6]. Entsprechendes gilt für eine realistische Abschätzung der zugrundegelegten Qualitätsfaktoren [7].

1. **ORT DER STRAHLENGEFÄHRDUNG**
 - GANZKÖRPER (ORGANE)
 - TEILKÖRPER (EXTREMITÄTEN)
 - TEILKÖRPER (HAUT)

2. **STRAHLENART**
 - γ - STRAHLUNG
 - Rö - STRAHLUNG
 - β - STRAHLUNG
 - NEUTRONEN,
(versch. Energiebereiche)

} EINFACH-ODER
MISCHSTRAHLUNG

3. **PERSONENKREIS**
 - HIGH RISK: MESSGENAUIGKEIT,
AUSSCHALTUNG DES KÖRPEREINFLUSSES,
TRAGEN ZUSÄTZL. DOSIMETER BEI
HOHEM UNFALLRISIKO
 - LOW RISK : LANGZEITDOSIMETRIE

Abb.8: Kriterien für die Auswahl des Personendosimeters

Was heute auf nationaler Ebene noch aussteht, ist eine Unterscheidung von Ganzkörperbelastung und Teilkörperbelastung insbesondere bei β -Strahlung, für welche als kritisches Organ die Gonaden und blutbildenden Organe bzw. die Haut anzusehen sind.

4. Dosimeterauswahl

4.1 Allgemeine Gesichtspunkte (s. Abb.8)

Bei der Auswahl des Personendosimeters soll von den dosimetrischen Eigenschaften des Dosimetersystems ausgegangen werden. Die praktischen Gesichtspunkte für die Dosimeterauswahl sind vor allem durch den Umgang mit verschiedenen Strahlenarten und durch die unterschiedlichen Überwachungsaufgaben vorgegeben. Da es das ideale Dosimeter wohl auch in Zukunft nicht geben wird, sollte man das für die entsprechende Überwachungsaufgabe optimale Dosimeter aussuchen. Für eine Personenüberwachung in der Kerntechnik ist dies beispielsweise das Phosphatglasdosimeter, für eine Teilkörperdosimetrie das LiF-Dosimeter. Darüberhinaus werden heute vor allem die Möglichkeiten einer Nachmessung des Dosimeters, die Möglichkeiten einer Langzeitdosimetrie und die Notwendigkeit einer Unfalldosimetrie diskutiert. Nach wie vor steht jedoch die Meßgenauigkeit vor allem für Dosen oberhalb 3 rem im Vordergrund des Interesses.

ERFORDERLICHE MESSGENAUIGKEIT

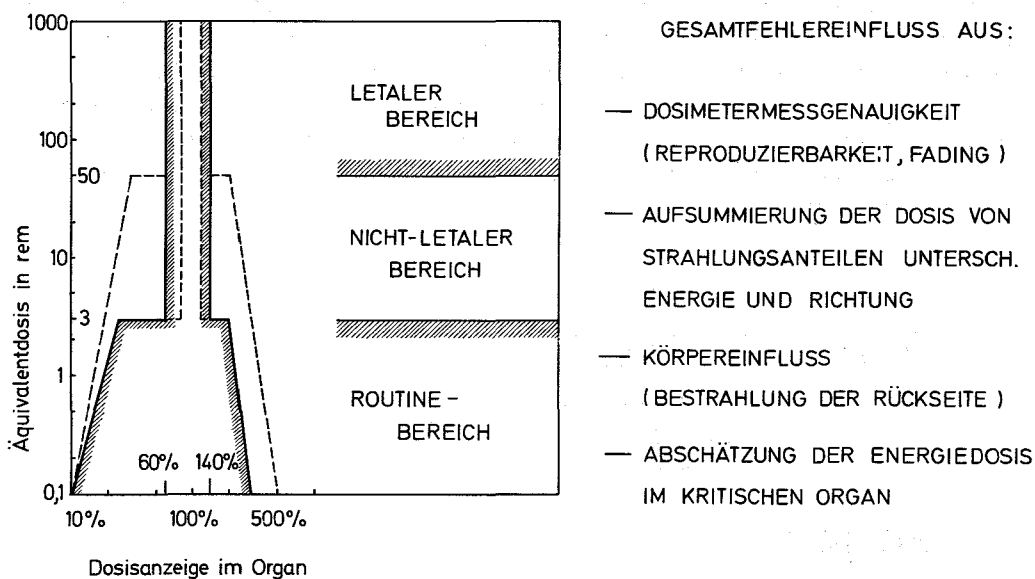


Abb.9: Erforderliche Meßgenauigkeit in der Personendosimetrie

Ein Überschreiten der maximal zulässigen 13 Wochendosis bzw. der entsprechenden Jahresdosis hat bekanntlich gesetzliche Konsequenzen und kann zum Entzug der Arbeitserlaubnis führen. Die Messung von Unfalldosen im letalen Bereich hat von medizinischer Sicht überhaupt nur dann einen Sinn, wenn eine Gesamtmeßgenauigkeit von 25-40% realisierbar ist [8]. Abb.9 gibt die tolerierbare Meßgenauigkeit eines Personendosimeters in Abhängigkeit von der Dosis wieder, die vor allem wegen des Körpereinflusses und des Verzichtes auf die Ermittlung der Organdosis im Bereich der Routinedosimetrie recht groß sein darf. Die Meßgenauigkeit von Festkörperdosimetern ist - im Gegensatz zum Filmdosimeter - sowohl bei einer Dosis von 3 rem als auch im Bereich oberhalb 50 rem annähernd gleich groß.

Eine zukünftige Neuorientierung der Personenüberwachung für die Personengruppen mit einem kleinen und einem hohen Strahlenrisiko wird von den besonderen Vorteilen der Langzeitdosimetrie und von den Möglichkeiten einer automatischen Auswertung Gebrauch machen.

Dazu muß die Verantwortlichkeit für die Durchführung einer Personenüberwachung mehr als bisher auf den jeweiligen Strahlenschutzverantwortlichen delegiert werden. Bei einer optimalen Lösung wären diese Aufgaben unter anderem die Auswahl geeigneter Dosimeter, die Festlegung der Dosimeterzahl und deren Tragweise sowie eine Zwischenauswertung des Dosimeters. In Übereinstimmung mit der jeweiligen Genehmigungsbehörde erfolgt dann die Festlegung des Zeitabstandes für eine Auswertung des Langzeitdosimeters sowie eine Absprache über eine vorzeitige Auswertung des Langzeitdosimeters bei einer unvorhergesehenen Anzeige des Tagesdosimeters. Eine solche Lösung wurde in Geesthacht bereits verwirklicht. Hier wird das Glasdosimeter monatlich in Eigenüberwachung ausgewertet, eine jährliche Kontrollausmessung ist durch eine amtliche Meßstelle vorgesehen.

4.2 Dosimeterarten

Das Filmdosimeter war, historisch gesehen, das Personendosimeter der ersten Stunde, es wurde zum Maß aller Dinge für alle in der Personendosimetrie heute noch gültigen Vorschriften und Regelungen. Tatsächlich ermöglicht der Film unter Umständen vielfältige Aussagen über eine Personengefährdung, beispielsweise ermöglicht er eine Information über die Kontamination des Dosimeters bzw. des Filmes, Aussagen über die Richtung des Strahleneinfalles und unter Umständen über die Strahlenqualität. Der Arbeitsaufwand für eine Massenauswertung von Filmdosimetern wird durch ein visuelles Ausschauen der wenigen geschwärzten Filme und durch das Auswechseln des Filmes beim Benutzer in erträglichen Grenzen gehalten. Die ungünstigen dosimetrischen Eigenschaften des Filmes wurden jedoch, nicht zuletzt durch die Ergebnisse eines nunmehr zehnjährigen Vergleiches mit Ionisationskammern, Glasdosimetern und TLD [9], offenkundig. Das Filmdosimeter versagt vor allem unter den Bedingungen der Routineüberwachung bei der Aufsummierung von Teildosen von Strahlungsanteilen unterschiedlicher Energie und Strahleneinfallrichtung. Die unzureichende Meßgenauigkeit des Filmdosimeters, aber auch der unverhältnismäßig hohe Aufwand für eine monatliche Personenüberwachung machen letzten Endes eine Ablösung des Filmdosimeters durch besser geeignete Festkörperdosimeter erforderlich.

Ein Ersatz des Filmdosimeters wird schon seit den ersten Anfängen der Filmdosimetrie angestrebt. In den letzten 10 Jahren wurden Phosphatgläser in der Routineüberwachung eingeführt [10, 11, 14], in neuester Zeit auch LiF-Dosimeter insbesondere zur β -Dosimetrie und zur Teilkörperdosimetrie. Im Hinblick auf einen zukünftigen Ersatz des Filmdosimeters sind Phosphatgläser und Thermolumineszenzdosimeter für einen Nachweis von Röntgen- und γ -Strahlung vor allem bei Anwendung einer automatischen Auswertung der Dosimeter als gleichwertige Systeme anzusehen. Letztlich wird es von der jeweiligen Überwachungsphilosophie abhängen, welcher Dosimeterart oder welcher Kombination beider Dosimeter der Vorzug gegeben wird.

Ohne einer solchen Entwicklung vorzugreifen, wurden in Abb. 10 zwei zukünftige Lösungen einer Personenüberwachung am Beispiel beider Dosimeterarten gegenüber gestellt. Es ist dies ein Multikomponentendosimeter mit verschiedenen LiF-Dosimetern und ein Phosphatglas-Einfachdosimeter. Die angeführten Nachweisverhältnisse entsprechen den derzeitigen meßtechnischen Möglichkeiten.

Der Vorzug des LiF-Dosimeters ist der Nachweis verschiedener Strahlungsarten, wobei die Energieabhängigkeit gegenüber Röntgenstrahlung keinen ins Gewicht fallenden Nachteil darstellt, die Energieabhängigkeit gegenüber Neutronen eine Unfalldosimetrie jedoch ausschließt. Das Phosphatglasdosimeter kann den Körpereinfluß praktisch ausschalten, die Energiedosis im interessierenden Organ direkt anzeigen und bei Bedarf (Auftreten hoher Dosen) zusätzliche Aussagen über Strahleneinfallrichtung und Strahlenqualität liefern [23]. Es ist auch gleichzeitig Kritikalitätsdosimeter für mittelschnelle und schnelle Neutronen [12, 13], wodurch zusätzliche Aktivierungsdetektoren entfallen. Die prinzipiellen Unterschiede beider Systeme liegen in der Auswertemethode. Die Fluoreszenzaus-

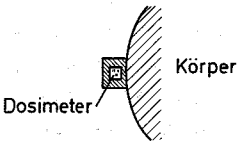
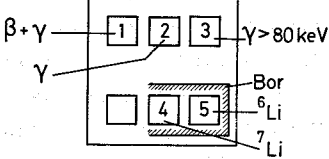
PHOSPHATGLAS	LiF	
EINFACHDOSIMETER MIT VIELFACHAUSWERTUNG	VIELFACHDOSIMETER MIT EINFACHAUSWERTUNGEN	
		
<p>1. DIREKTANZEIGE DER ORGANDOSIS (Messung im Gesamtglas) UNABHÄNGIG VON RICHTUNG, ENERGIE, ART DES ORGANS</p> <p>2. AUSSAGE ÜBER ENERGIE U. RICHTUNG (Messung in Teilbereichen des Glases) Y-Dosisanteile < 40keV, > 80 keV</p> <p>3. NEUTRONEN-UNFALLDOSIMETER (Aktivitätsmessung des Glases) Trennung langsamer u. schneller N.</p>	<p>1. Y-DOSIS (MESSUNG TLD 2) Praktisch energieunabhängig</p> <p>2. Y-DOSISANTEIL > 80 keV (MESSUNG TLD 3)</p> <p>3. BETA-DOSIS (bis 40% unsicher) (Messwertdifferenz 1-2)</p> <p>4. NEUTRONEN-ALBEDODOSIMETER (Messwertdifferenz ⁶Li-⁷Li) Keine Trennung, energieabhängig bis Faktor 20</p>	
<p>möglich</p> <p>Y, n nur bei Bedarf</p> <p>möglich</p> <p>möglich</p> <p>Direktanzeige</p>	<p>NACHMESSUNG ZWISCHENABLESUNG UNFALLDOSIMETER VIELFACHAUSWERTUNG REDUZIERUNG DES KÖRPER- EINFLUSSES DOSISANZEIGE BEI RÜCKSEITENBESTR. ORGANDOSIS</p>	<p>nicht möglich</p> <p>gamma, beta immer erforderlich</p> <p>nicht möglich</p> <p>nicht möglich</p> <p>Abschätzung</p>

Abb. 10: Nachweismöglichkeiten von Phosphatglas- und Thermolumineszenzdosimetern

messung des Glases erlaubt hierbei eine wiederholte Ausmessung, damit auch eine Aufsummierung mit Zwischenablesungen innerhalb des Überwachungszeitraumes oder eine Kontrollmessung durch eine Zentralstelle.

Kennzeichnend für die Entwicklung der Meßtechnik in den letzten Jahren [32] ist die Herstellung eines Phosphatglases mit geringer Energieabhängigkeit, höherer Empfindlichkeit und günstigem Fadingverhalten, die Erprobung neuer Auswertverfahren, die eine Dosismessung in Teilbereichen des Glases gestatten [16, 17] sowie die Entwicklung eines automatischen Auswertegerätes für Glasdosimeter [17].

TLD-Detektoren mit geringerer Energieabhängigkeit und besserer Dosischarakteristik, wie beispielsweise $\text{Li}_2\text{B}_4\text{O}_7:\text{Mn}$ und $\text{BeO}:\text{Na}$ [18], könnten LiF eines Tages ersetzen. Hervorzuheben sind die meßtechnischen Möglichkeiten einer wahlweisen RPL- und TL-Auswertung von Phosphatgläsern und LiF-Dosimetern [19, 20].

Exoelektronen-Dosimeter können als Ergänzung zu den meßtechnischen Möglichkeiten der TLD-Materialien vor allem zur Neutronendosimetrie [21] oder zu Kurzzeitmessungen extrem kleiner Dosen eingesetzt werden.

Von den nichtfotografischen Kernspurdetektoren zum Nachweis schneller Neutronen, die sich vor allem durch das Fehlen eines Fadings und einer γ -Empfindlichkeit auszeichnen, eignen sich vor allem ^{237}Np -Spaltfragmentdetektoren (> 0,75 MeV) in Verbindung mit einer automatischen Auszählung der Kernspuren im Spark Counter. Ebenso von Bedeutung ist der Nachweis von Neutronen > 1 MeV über neutroneninduzierte Rückstoßkerne und α -Teilchen in Kunststoffen bzw. Polymeren, der heute schon zur Unfalldosimetrie eingesetzt wird [22] und bei Sichtbarmachung der Ätzgruben mit verbesserten Ätzverfahren [23] und/oder Anwendung automatischer Auszählverfahren auch für einen Einsatz in der Routinedosimetrie vielversprechend ist. Relativ wenig Beachtung fand bisher die Neutronen-Albedo-Dosimetrie, die in neuester Zeit zur Dosimetrie mittelschneller Neutronen an Reaktoren [24] und in Kombination mit einer geeigneten Moderatoranordnung als Gürteldosimeter zur Unfalldosimetrie eingesetzt wurde [25]. Vielversprechend ist auch hier der Nachweis schneller und mittelschneller Neutronen im Energiebereich 100 keV bis 1 MeV innerhalb der Routinedosimetrie [4]. Durch das Fehlen einer Energieschwelle sind diese Detektoren

den nichtfotografischen Detektorkombinationen überlegen.

Für eine Teilkörperdosimetrie eignen sich vor allem LiF-Dosimeter zur gleichzeitigen β/γ -Dosimetrie und Spaltfragmentdetektoren zum Nachweis von Neutronen [26].

5. Automatische Auswertung

Die Notwendigkeit einer automatischen Auswertung von Festkörperdosimetern läßt sich keineswegs mit der Forderung nach einer schnelleren Auswertung der Dosimeter oder der Einsparung von Auswertekosten begründen. Die Auswertung von Phosphatgläsern erfordert beispielsweise eine einzige Arbeitskraft, wenn man eine Langzeitüberwachung von 10.000 Personen zugrundelegt. Der im Vergleich dazu etwa 6 mal so große Arbeitsaufwand bei der Auswertung und Regenerierung von LiF-Dosimetern, der sich bei Benutzung eines Multi-komponentendosimeters noch vervielfacht, ist für eine größere Meßstelle vor allem bei einer monatlichen Überwachungszeit nur mit einer automatischen Auswertung zu bewältigen. Bei Phosphatglasdosimetern erfordert die Erweiterung des Meßbereiches bis zu Energien von 10 keV eine Ausmessung in Teilbereichen des Glases, was wiederum nur bei automatischer Auswertung mit vertretbarem Aufwand möglich ist. Ein entsprechendes automatisches Auswertegerät für Phosphatgläser wurde bereits gebaut [17]. In größeren Zentren des Auslandes sind bereits mehr als 6 automatische TLD-Geräte in Entwicklung, im Lawrence Radiation Laboratory wird ein solches Gerät bereits routinemäßig eingesetzt [27].

Aber auch bei Füllhalterdosimetern bietet sich eine automatische Auswertung und Aufsummierung der Tagesdosiswerte vor allem dort an, wo das Auswertegerät an vorhandene Computer angeschlossen werden kann. Ein bereits entwickeltes automatisches Auswertegerät für selbstablesbare Füllhalterdosimeter läßt neben einer digitalen Anzeige der Dosis eine zusätzliche individuelle Auswertung zu [28]. Gleichzeitig mit der täglichen Auswertung des Dosimeters beim Betreten und Verlassen des Kontrollbereiches erreicht man außerdem eine Aufenthaltskontrolle.

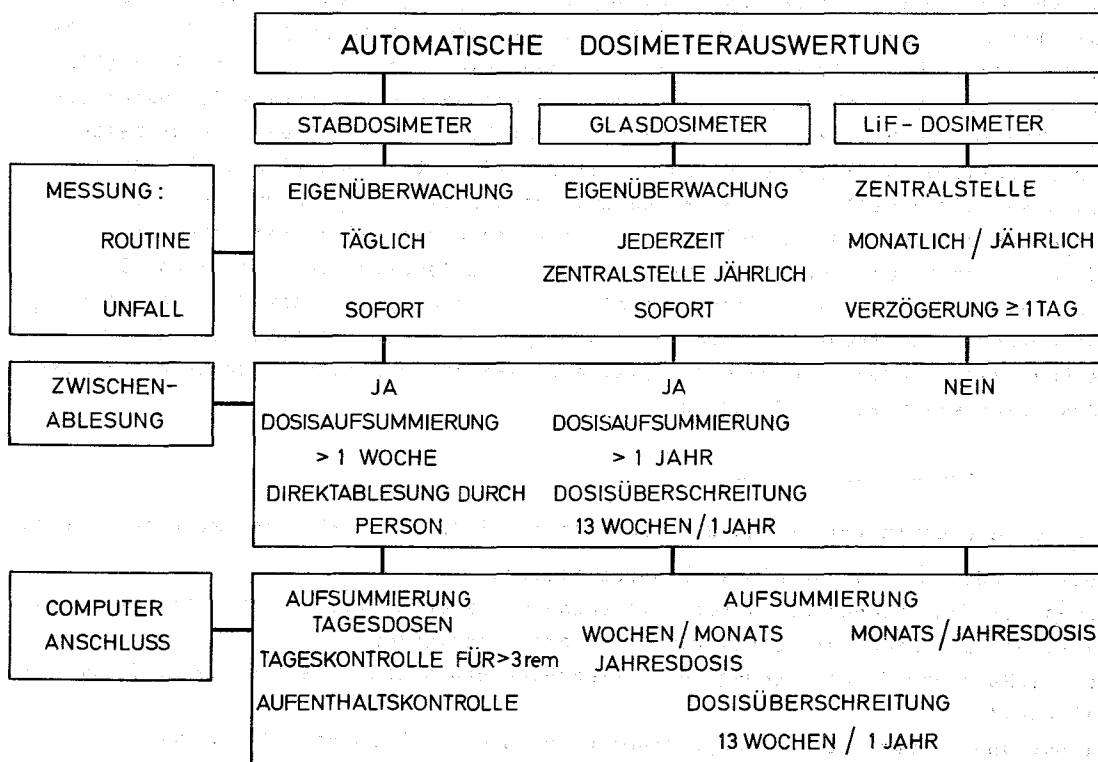


Abb.11: Anwendung einer automatischen Dosimetrauswertung in der Personendosimetrie

Die Möglichkeiten und Vorteile einer Automation in der Personendosimetrie [28] sind in Abb.11 für eine Auswertung von Füllhalterdosimetern, Glasdosimetern und LiF-Dosimetern wiedergegeben. Unter der Voraussetzung einer umfangreichen Eigenüberwachung in den Zentren, Betrieben oder Reaktoren könnte das Phosphatglasdosimeter monatlich oder vierteljährlich, bei einem Unfall sofort ausgewertet werden. Ein Kontrollablesung durch eine Zentralstelle wäre jederzeit, spätestens jährlich möglich. Beim Phosphatglas ist eine Dosisaufsummierung unter Ausnutzung von Zwischenauswertungen auch ohne Computeranschluß möglich. Das Überschreiten der maximal zulässigen Dosen von 3 rem bzw. 5 rem kann - wenn erforderlich - auch mit dem Phosphatglasdosimeter arbeitstäglich überwacht werden. Der Anschluß eines Computers bietet vor allem bei Füllhalterdosimetern die Aufsummierung der Tagesdosis und eine Aufenthaltskontrolle. Eine Umstellung der Füllhalter- und/oder Glasdosimeterauswertung auf eine automatische Auswertung wäre auch bei mittleren Betrieben mit 200 - 500 Überwachungen interessant, zumal dann die bisher anfallenden monatlichen Auswertekosten durch die Eigenauswertung erheblich gesenkt werden. Eine automatische Auswertung von LiF-Dosimetern wird hingegen wegen der zur Zeit höheren Anschaffungskosten des Auswertegerätes wohl nur einer Zentralstelle vorbehalten bleiben.

6. Zentralstelle für Datenverarbeitung und Strahlenschutzpass

Durch die Umstellung auf eine automatische Dosimeterauswertung und die Schaffung einer zentralen Datenbank wäre eine einheitliche statistische Erfassung und Auswertung der Dosimeterergebnisse möglich. Damit könnten laufende statistische Erhebungen der beruflichen Strahlenbelastung insbesondere aber auch der langzeitigen Strahlenbelastung infolge natürlicher Strahlung (Langzeitdosimetrie) für alle Berufsgruppen durchgeführt werden. Solche Erhebungen werden beispielsweise bei den Mitarbeitern des Kernforschungszentrums Karlsruhe schon seit längerer Zeit durchgeführt [29]. Die Langzeitdosimetrie mit Phosphatgläsern gestattet die Ermittlung der mittleren Jahresdosis von bestimmten Personengruppen oder von Personen mit gleichen Tätigkeitsmerkmalen.

Besondere Bedeutung kommt in diesem Zusammenhang der Einführung eines Strahlenschutzpasses in Verbindung mit einer zentralen Datenbank zu. Als besonders schwierig wird die Ermittlung der Personendosis bei solchen Personen angesehen, die ihren Arbeitsplatz innerhalb des Überwachungszeitraumes mehrmals wechseln und hierbei noch dazu mehrere Dosimeter von verschiedenen Meßstellen benutzen. Die allgemeine Einführung eines Strahlenschutzpasses würde den Arbeitsplatzwechsel dieses Personenkreises erleichtern und eine evtl. Dosisüberschreitung vermeiden helfen. Der Strahlenschutzpass sollte Angaben über die aufsummierte Tagesdosis, über die Langzeitdosis sowie Angaben über eine ärztliche Untersuchung und unter Umständen über eine therapeutische Strahlenbelastung enthalten. Bei einer Zentralstelle für Datenverarbeitung könnten die letzten Ergebnisse der Langzeitdosimeterauswertung nachgefragt und unter Umständen auch vom Strahlenschutzverantwortlichen in den Pass übertragen werden. Besondere Vorteile bietet ein direkter Anschluß aller automatischen Auswertestellen an die Zentrale.

7. Die zukünftige Entwicklung

Wie sich die Personendosimetrie in Zukunft entwickeln wird, zeichnet sich heute bereits ab:

- Ersatz des Filmdosimeters durch Festkörperdosimeter,
- Optimierung der Meßmethoden durch Verwirklichung besserer meßmethodischer Konzepte und meßtechnischer Verfahren zur Reduzierung des Körpereinflusses,
- Vereinheitlichung und Vereinfachung der Überwachungsorganisation mit größerer Eigenverantwortlichkeit,
- Ausarbeitung und Einsatz von Rechenprogrammen für den Anschluß von Kleinrechnern und Schaffung einer Zentralstelle für Datenverarbeitung in der Personendosimetrie.

Das Tempo dieser Entwicklung wird jedoch entscheidend bestimmt durch die Mitarbeit der Aufsichtsbehörden und Meßstellen, die letzten Endes einer solchen Verbesserung der Personenüberwachung insbesondere einer gleichzeitigen Auswertung des Dosimeters sowohl durch den Benutzer als auch durch die zentrale Überwachungsstelle zustimmen müßten. Weitere Voraussetzungen sind die praktischen Einsatzmöglichkeiten neuer Dosimeterarten und Dosiskonzepte innerhalb der Routinedosimetrie.

Literatur

- [1] Piesch, E.: Health Physics 13, 759, (1967)
Health Physics 15, 145 (1968)
- [2] Piesch, E.: Proc. 2nd Int. Conf. Lum. Dos., Gatlinburg 1968
- [3] Kiefer, H., Piesch, E.: Report KFK-1323 (1970)
Health Physics 19, 87 (1970)
- [4] Burgkhardt, B., Piesch, E.: Jahrestagung 1972 des Fachverbandes für Strahlenschutz
Karlsruhe
- [5] NBS-Handbook 63, (1957)
- [6] Zolotukhin, V.G., et al.: Health Physics 20, 205, (1971)
- [7] Prêtre, S.: CERN 71-16, 300, (1971)
- [8] Becker, K.: HPS Annual Meeting, New York, (1971)
- [9] Piesch, E.: Proc. ENEA Symposium Stockholm (1967)
KFK-825 (1968)
- [10] Maushart, R., Piesch, E.: Proc. Int. Symp. Lum. Dos., Stanford (1965)
- [11] Schellkes, A., et al.: Jahrestagung Fachverband für Strahlenschutz, Berlin (1969)
- [12] Piesch, E.: Proc. IAEA-Symposium Neutron Monitoring, 471, (1967)
- [13] Piesch, E.: KFK-1462 (1971)
- [14] Maier, E., Narrog, I.: BMwF-FBK 68-45, (1968)
- [15] Yokota, R., et al.: Health Physics 20, 662 (1971)
- [16] Kiefer, H., Piesch, E.: Atompraxis 15, 19, 1969
- [17] Dade, M., Hoegl, A., Maushart, R.; Proc. Int. Conf. Lum. Dos. Risö, 693 (1972)
- [18] Yasumo, Y. and Yamashita, T.: Proc. Third Int. Conf. Luminesc. Dosimetry, Risö (1972)
- [19] Regulla, D.F.: Jahrestagung Fachverband für Strahlenschutz, Berlin, 1969
- [20] Regulla, D.F.: Health Physics 22, 491 (1972)
- [21] Becker, K., Crase, K.W.: Nuclear Instr. Meth. 82, 297 (1970)
- [22] Piesch, E.: Proc. IAEA-Symposium Advanced Detection, (1971)
- [23] Tommasino, L.: CNEN Int. Rep. (1970)
- [24] Harvey, I.R., et al.: RD/B/N 1547 (1969)
- [25] Korba, A., Hoy, I.E.: Health Physics 18, 581 (1970)
- [26] Burgkhardt, B., et al.: Jahrestagung Fachverband für Strahlenschutz Karlsruhe (1972)

- [27] Attix, F.H.: Health Physics 22, 287, (1972)
- [28] Hoegl, A., Maushart, R.: 6. Jahrestagung der Franz. Strahlenschutzges. Bordeaux, (1972)
- [29] Kiefer, H., Piesch, E.: Strahlentherapie 38, 696, (1969)
Kiefer, H., et al.: 4th United Nations Int. Conf. Atomic Energy, A/CONF 49/P 395 (1971)
- [30] Jones, A.R.: Health Physics 21, 323 (1971)
- [31] Adams, N., Health Physics 21, 105 (1971)
- [32] Piesch, E.: Developments in Radiophotoluminescence Dosimetry, in Attix, F.H.: Topics in Radiation Dosimetry, Bd 1, Academic Press, New York, 1972

DISKUSSION

REGULLA: In Ihren interessanten Ausführungen fiel mir auf, daß Sie die Anschaffungskosten für eine automatische TLD-Auswertearratur 10mal höher veranschlagen als bei einem entsprechenden Phosphatglasdosimeter-Meßplatz. Dies überrascht mich umso mehr, als mir bekannte Projekte von automatischen TLD- wie auch Phosphatglasauswertegeräten beide ein von der Ausstattung abhängiges Preisniveau zwischen etwa 50 und 100 TDM anvisieren. Könnten Sie deshalb nähere Angaben zu dem von Ihnen genannten Zahlenwert machen?

PIESCH: Bei dem automatischen Auswertegerät für Phosphatglasdosimeter der Fa. Frieseke und Hoepfner beträgt der Anschaffungspreis zur Zeit 40 TDM. Die höheren Anschaffungskosten des TLD-Auswertegerätes ergeben sich durch die relativ hohen Entwicklungskosten, vor allem bei der Vielfachauswertung und elektronischen Meßwertverarbeitung eines Multi-komponentendosimeters. Der von mir angegebene Wert ist - da Angebote für entsprechende TLD-Geräte noch ausstehen - eine Abschätzung für einen mit dem vorliegenden Glasdosimeter-Auswertegerät vergleichbaren Arbeitsumfang. Es wäre wünschenswert, wenn es in Zukunft TLD-Auswertegeräte mit annähernd entsprechender Ausstattung, d. h. Einfachauswertung, schon für 100 TDM geben würde.

BRUNNER: Zur Unterstützung der Begehren von Herrn Piesch möchte ich kurz die seit 1963 in der Schweiz geltende Regelung gemäß SSV0 von 1963 erläutern.

1. Individuelle physikalische Überwachung durch geeignete Methoden ist nur für die Risikogruppe $> 1,5$ rem/Jahr obligatorisch, für die auch die medizinische Überwachung erforderlich ist.
2. Generell liegt es im Ermessen der Kontrollinstanz (Aufsichtsbehörde)
 - für jeden Betrieb einzeln festzulegen, welche Personengruppen mit welchen Dosimetrie-Methoden wie häufig zu überwachen sind,
 - ob auch für Risikogruppe $< 1,5$ rem individuelle Überwachung nötig ist,
 - ob Selbstüberwachung durch den Betrieb (mit Stichproben durch die Aufsichtsbehörde) oder Überwachung durch externen Dosimetrieservice oder Kombination von beiden verlangt wird. (Es gibt keine obligatorischen amtlichen Dosismessstellen.)
3. Strahlenpaß (Kontrollbüchlein) existiert seit 1963. Er enthält Personendaten, Wohnorte, Arbeitgeber, Monats- bzw. Quartals- und Jahresdosen, Inkorporationsdaten, Art der Beschäftigung, Bestätigung der medizinischen prophylaktischen Untersuchungen, Bewilligung der Kontrollinstanz, als beruflich strahlenexponierte Person zu arbeiten, und wesentliche medizinische Strahlenbelastungen (Diagnose und Therapie).

IV. SITZUNG

ALLGEMEINER STRAHLENSCHUTZ II

VORSITZENDER: W. JACOBI

1. The first part of the document discusses the importance of maintaining accurate records of all transactions and activities. This is essential for ensuring the integrity and transparency of the organization's operations.

2. The second part of the document outlines the various methods and techniques used to collect and analyze data. This includes both qualitative and quantitative approaches, as well as the use of advanced statistical tools and software.

3. The third part of the document focuses on the interpretation and presentation of the results. This involves identifying key findings, drawing conclusions, and communicating them effectively to the relevant stakeholders.

4. The final part of the document provides a summary of the overall findings and offers recommendations for future research and practice. This is intended to guide the organization in making informed decisions and improving its performance.

ERGEBNISSE DER RAUM- UND ABLUFTÜBERWACHUNG IM KERNFORSCHUNGSZENTRUM KARLSRUHE

L.A. KÖNIG

GESELLSCHAFT FÜR KERNFORSCHUNG MBH, KARLSRUHE
ABT. STRAHLENSCHUTZ UND SICHERHEIT

Zusammenfassung

Es wird über Ergebnisse der Raum- und Abluftüberwachung aus dem Zuständigkeitsbereich der Gesellschaft für Kernforschung mbH. im Kernforschungszentrum Karlsruhe berichtet. Aus den Jahren 1970 und 1971 werden statistische Ergebnisse mitgeteilt. Ferner wird der Zusammenhang zwischen Raumluft- und Oberflächenkontamination behandelt.

Die Problematik, die sich aus dem Wortlaut über höchstzulässige Konzentrationen in der Ersten Strahlenschutzverordnung ergibt, wird diskutiert. Prinzipielle Schwierigkeiten entstehen dadurch, daß die im Einsatz befindlichen Meßgeräte nur in Ausnahmefällen direkt Konzentrationen messen und unter den im Kernforschungszentrum gegebenen Betriebsbedingungen die Aktivitätskonzentrationen weder räumlich noch zeitlich konstant sind.

1. Einleitung

Die Luftüberwachung stellt eine der anspruchsvollsten Aufgaben der Arbeitsplatzüberwachung dar. Im folgenden wird über im Kernforschungszentrum Karlsruhe im Zuständigkeitsbereich der Gesellschaft für Kernforschung mbH. gewonnene Erfahrungen berichtet, wobei besonders auf die Ergebnisse von allgemeinerem Interesse eingegangen werden soll.

2. Zur Problemstellung

Die Überwachung von Raum- und Abluft wird in der Ersten Strahlenschutzverordnung [1] vorgeschrieben: Nach § 31 dürfen in Kontrollbereichen die vom Umgang mit radioaktiven Stoffen herrührenden Konzentrationen radioaktiver Stoffe in der Luft bei einer Einwirkungszeit von 40 Stunden in beliebigen Zeiträumen innerhalb von 7 aufeinanderfolgenden Tagen das Dreifache der in Anlage 2 genannten Werte nicht überschreiten. Ist innerhalb von 7 aufeinanderfolgenden Tagen die Einwirkungszeit kürzer als 40 Stunden, so dürfen die Konzentrationen entsprechend, höchstens jedoch 10-mal höher als die Werte der Anlage 2 sein. Bei längerer Einwirkungszeit sind die Konzentrationen entsprechend herabzusetzen. Die genannten Beschränkungen bezüglich der Konzentration gelten nicht, wenn sich in Kontrollbereichen nur beruflich strahlenexponierte Personen aufhalten und diese gegen die Gefahren höherer Konzentrationen ausreichend geschützt sind. § 34 schreibt vor, daß aus Kontrollbereichen herausgelangende Luft keine höheren Konzentrationen als 1/10 der in Anlage 2 genannten Werte enthalten darf.

Die gesetzlichen Vorschriften gehen also von höchstzulässigen Konzentrationen aus. Hieraus ergeben sich Probleme, weil

1. die im Einsatz befindlichen Meßgeräte nur in Ausnahmefällen direkt Konzentrationen messen und
2. unter den hier angegebenen Betriebsbedingungen die Aktivitätskonzentration weder räumlich noch zeitlich konstant ist.

2.1 Meßgrößen der verschiedenen Meßgeräte

Die im Einsatz befindlichen Monitoren messen, bedingt durch die physikalischen Gegebenheiten, verschiedene Meßgrößen.

2.1.1 Gasmonitoren

Bei den Gasmonitoren liefern nur jene Meßgeräte eine Anzeige proportional zur Konzentration, bei denen der Detektor direkt in dem zu überwachenden Raum (Arbeitsplatz oder Belüftungskanal) untergebracht ist. Bei den Geräten, bei denen mittels einer Pumpe die zu überwachende Luft in eine Meßkammer gefördert werden muß, ist die Proportionalität auf die Meßkammer beschränkt. Der Einsatz von Meßkammern ist notwendig, wenn ein Nullpegel zu kompensieren und bzw. oder ein Zählgas zuzumischen ist (Beispiel: Vollraumantikoinzidenz zur Tritiummessung [2]). Im Idealfall, daß zur Zeit $t = 0$ die Aktivitätskonzentration K in dem zu überwachenden Raum von dem Wert 0 auf einen Wert K_0 springt und dann zeitlich konstant bleibt, gilt eine einfache Beziehung für die Aktivität A in der Meßkammer mit dem Kammervolumen V . Es gilt dann

$$A = K_0 \cdot V \cdot (1 - e^{-\frac{\dot{V}}{V} t}) . \quad (1)$$

\dot{V} bezeichnet den Luftdurchsatz der Meßkammer.

Nach Gl. (1) wird der Gleichgewichtswert asymptotisch erreicht, wobei die Zeitkonstante durch das Verhältnis V/\dot{V} bestimmt ist. Bei einem im Hinblick auf diese Zeitkonstante kurzzeitigen Aktivitätsausbruch in einem belüfteten Raum wird also die maximale Konzentration der Raumluft gar nicht angezeigt.

2.1.2 Aerosolmonitoren

Die Aerosolüberwachung wird mit Meßgeräten mit festen Filtern [3, 4] bzw. mit schrittweise bewegtem Filter [5] durchgeführt. Bei diesen Meßgeräten ist die Anzeige proportional zu der auf dem Filter angesammelten Aktivität. Diese ist durch die Beziehung gegeben

$$A = \dot{V} \cdot f \cdot \int K(t) dt . \quad (2)$$

\dot{V} bedeutet hier den Luftdurchsatz der Überwachungsanlage und f den Bruchteil der Aktivität, der auf das Meßfilter gelangt. (In diesem Faktor ist nicht nur der Abscheidegrad des Meßfilters, sondern auch die Ablagerung von Aktivität in Zuführungsleitungen zu berücksichtigen.) Der Messung mit solchen Aerosolmonitoren entspricht die Probenahme mit einem Luftstaubsammler und der anschließenden Auswertung des bestaubten Filters unter einem geeigneten Meßplatz.

Bei der Aerosolüberwachung mit Festfilter wird also das Zeitintegral über die Konzentration gemessen.

2.2 Eigenschaften von Luftkontaminationen

Eine zeitlich konstante Luftkontamination ist in einem belüfteten Raum nur dann denkbar, wenn eine zeitlich konstante Aktivitätsfreisetzung vorliegt, so daß sich ein Gleichgewichtszustand einstellen kann. Eine zeitlich konstante Aktivitätsfreisetzung ist jedoch höchstens bei unbeeinflußten Leckagen denkbar (z.B. Tritiumfreisetzung aus einem undichten Kreislauf). Unter den im Kernforschungszentrum gegebenen Arbeitsbedingungen sind solche Fälle jedoch Ausnahmesituationen, so daß bei diskontinuierlichen Messungen im allgemeinen nur nichtreproduzierbare Resultate gefunden werden [6]. Neben der fehlenden zeitlichen Konstanz ist auch die inhomogene Verteilung der Aktivität in der Raumluft zu beachten, als deren Folge gleichzeitig im gleichen Raum ausgeführte Messungen zu abweichenden Resultaten führen.

3. Ergebnisse der Raumluftüberwachung

Entsprechend den Vorschriften der Strahlenschutzverordnung werden im folgenden die Ergebnisse der Raumluftüberwachung auf Konzentrationen bezogen, wobei nach dem unter 2. gesagten die angegebenen Konzentrationswerte als zeitliche Mittelwerte aufzufassen sind. Dabei ist zu beachten, daß je nach den betrieblichen Erfordernissen die Sammelzeiten bei den Messungen nicht alle gleich waren. Wenn z.B. beim Vorliegen einer größeren Raumkontamination eine rasche Information über die in einem Raum vorliegende Luftkontamination gewünscht wird, wird die Probenahme mit einer kürzeren Sammelzeit, z.B. einer Viertelstunde, durchgeführt. In Tab. 1 sind in den Jahren 1970 und 1971 nachgewiesene Luftkontaminationen nach der Größenordnung der Konzentration aufgeschlüsselt. Hierbei wird die Größenordnung 10^n durch die Ungleichung $3 \cdot 10^{n-1} \leq 10^n < 3 \cdot 10^n$ definiert. Aus der Tabelle ist zu erkennen, daß die Zahl der Tritium-Luftkontaminationen 1970 und 1971 praktisch die gleiche war. Deutlich erkennbar ist die Zunahme der nachgewiesenen Luftkontaminationen mit α -Strahlern. Dies ist auch aus Tab. 2 zu ersehen, in der die Luftkontaminationen nach Radionukliden bzw. nach Nuklidgruppen aufgeschlüsselt sind. In vielen Fällen handelt es sich bei Luftkontaminationen um Kontaminationen mit einem Nuklidgemisch, wodurch die spektroskopische Analyse erschwert wird.

Größenordnung der Konzentration Ci/m^3	1970					1971				
	Aerosole			Gase		Aerosole			Gase	
	α	β	$\alpha+\beta$	3H	Sonst.	α	β	$\alpha+\beta$	3H	Sonst.
10^{-12}						7	3			
10^{-11}	5	13				15	10	1		
10^{-10}	6	36				7	13			
10^{-9}	2	18				2	3			
10^{-8}	1					1	3			
10^{-7}					1		1	1		
10^{-6}			1		6					1
10^{-5}				25	5				17	
10^{-4}				22	2				32	
10^{-3}				5					6	
10^{-2}				2						
Summe der Fälle	14	67	1	54	14	32	33	2	55	1

Tab. 1 Ergebnisse der Raumluftüberwachung (Anzahl der Fälle, aufgeschlüsselt nach nach Größenordnung)

	Zahlenangaben in Prozent	
	1970	1971
Spaltprodukte	63	28
Korrosionsprodukte	12	8
U, Th	1	4
Transurane	12	30
^{210}Po	5	2
nicht analysiert	7	28

Tab. 2 Ergebnisse der Raumluftüberwachung, aufgeschlüsselt nach Radionukliden

Der im Kernforschungszentrum Karlsruhe gefundene Zusammenhang zwischen Aerosolkontamination in der Luft und Oberflächenkontamination war in [6] berichtet worden. Ausgangspunkt der Untersuchung war ein in [7] beschriebener größerer Kontaminationszwischenfall, bei dem eine größere Fläche gleichmäßig kontaminiert war. Die Ergebnisse dieser Untersuchung sind in Tab. 3 wiedergegeben. Es ist dort die Größenordnung des Quotienten K_L/K_F in cm^{-1} den Bedingungen für die Beobachtung dieses Wertes zugeordnet. Obgleich inzwischen kein Kontaminationszwischenfall mehr eingetreten ist, bei dem derart ideale Voraussetzungen für die Bestimmung des Verhältnisses von Luftkontamination zur Oberflächenkontamination gegeben waren, wurden aufgetretene Luftkontaminationen dennoch auf dieses Verhältnis ausgewertet. Dabei wurden die in Tab. 3 gemachten Angaben auch unter diesen ungünstigeren Randbedingungen bestätigt.

Größenordnung des Quotienten K_L / K_F in cm^{-1}	Bedingungen für das Eintreten
$10^{-2} - 10^{-5}$	Aerosolerzeugende Vorgänge, wie z.B. chemische Reaktionen in wässriger Lösung, Verbrennungsvorgänge, Absaugen abgelagerter Aerosole
$10^{-5} - 10^{-8}$	Aufwirbeln von Aktivität bei verschiedenen Arbeiten; eingeschaltete Belüftung
$10^{-8} - 10^{-11}$	Arbeitsruhe, eingeschaltete Belüftung

Tab. 3 Interpretation der beobachteten Werte von K_L/K_F aufgrund der bisherigen Beobachtungen (vgl. [6])

4. Abluftüberwachung

Die Ableitung radioaktiver Stoffe in die Luft erfolgt mit Zustimmung der Genehmigungsbehörde gemäß den "Grundsätzen für die Ableitung radioaktiver Stoffe in die Luft aus dem Kernforschungszentrum Karlsruhe" vom 25.7.1968 entsprechend dem jeweils gültigen Abluftplan. In diesem Abluftplan sind für die einzelnen Emittenten im Kernforschungszentrum höchstzulässige monatliche und jährliche Ableitungen vorgeschrieben. Tab. 4 stellt einen Auszug aus diesem Abluftplan dar. In der Tabelle sind für drei Anlagen des Kernforschungszentrums mit Emissionshöhen von 20, 70 und 100 m die höchstzulässigen monatlichen Ableitungen angegeben. Die Festsetzung der höchstzulässigen Ableitungen erfolgt mit Rücksicht auf die Erfordernisse. Es werden daher keineswegs automatisch für Anlagen mit gleichen Emissionshöhen gleiche Ableitungen erlaubt. Die Tabelle soll die bei der Abluftüberwachung notwendigen Nachweisgrenzen verdeutlichen. Man erkennt sofort, daß insbesondere die Überwachung der Einhaltung der höchstzulässigen Ableitungen bei niedrigen Emissionshöhen schwierig ist, da entsprechend der geringeren Abluftverdünnung in der Atmosphäre nur niedrigere Ableitungen zugelassen werden.

Nuklidgruppe	monatliche zulässige Ableitung in Ci bei Emissionshöhe in m		
	20	70	100
A	$1 \cdot 10^{-6}$	$1 \cdot 10^{-4}$	$3 \cdot 10^{-4}$
B	$1 \cdot 10^{-3}$	$5 \cdot 10^{-2}$	0,15
C	0,1	5	300

Erklärung der Nuklidgruppen:

- A: Beliebige Mischung von α -, β - und γ -Strahlern
- B: Beliebige Mischung von β - und γ -Strahlern, wenn die α -Strahler sowie Pb-210, Ac-227, Ra-228, Pu-241, Am-242m und Cf-254 unberücksichtigt bleiben können.⁺
- C: Ar-41, Spaltedelgase, Cl-38, N-13, O-15, H-3

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

Tab. 4 Auszug aus dem Abluftplan des Kernforschungszentrums

Von besonderem Interesse ist die Einhaltung der höchstzulässigen Ableitungen in den Nuklidgruppen A und B, die die α - und β -Strahler enthalten. Nuklidgruppe C enthält nur radioaktive Gase, die von Großanlagen des Kernforschungszentrums, wie z.B. den Reaktoren, in viel größerem Umfang abgegeben werden, so daß geringe Ableitungen dieser

* Die Ableitung von ^{129}J und ^{131}J ist auf 1/10 der sonst für diese Gruppe zulässigen Werte beschränkt.

Gase von anderen Emittenten ohne Bedeutung für den Strahlenschutz sind. In diesem Zusammenhang ist zu erwähnen, daß bei bestimmten Wetterbedingungen radioaktive Edelgase, die von Großemittenten des Kernforschungszentrums stammen, in der Abluft kleiner Emittenten nachgewiesen werden können und daß daher darauf zu achten ist, bei der Bilanzierung Doppelzählungen zu vermeiden.

Abb.1 stellt ein Datenblatt dar, wie es für jede Luftüberwachungsanlage im Kernforschungszentrum zusammengestellt wurde.

Oberwachte Abluft		Hauptabluft hinter Absolutfilter			
Nuklidgruppe		α -künstl.	α -ges. ⁺	β ges.	
Zählwahrscheinlichkeit		ca. 27 % für ^{241}Am		ca. 22 % für isotopenreines ^{90}Sr	
Meßstellen-Nr.		Aerosolmeßstelle - 5			
Eingestellte Warnschwelle	in ipm	V	1860	-	60 000
		H	2820	-	60 000
	in nCi auf Meßfilter	V	3,1	-	123
		H	4,7	-	123
	in μCi abgeleitete Aktivität	V	4,1	-	164
		H	6,3	-	164
Luftdurchsatz in m^3/h	Meßfilter	60			
	Abluftkanal	80 000			
Verhältnis der Luftdurchsätze Abluftkanal / Meßfilter		1 : 1333			
Nach Abluftplan 1972 zulässige Ableitungen in μCi	Monatswert	100		50 000	
	Jahreswert	800		400 000	

V = Voralarm
H = Hauptalarm

⁺ Unterscheidung bei Pseudokoinzidenzanlagen

Abb. 1 Datenblatt zu Aerosolüberwachungsanlage (Zahlen gültig für Anlage in Geb. "Heiße Zellen")

Bei der Überwachung der abgeleiteten Aerosole erweist sich die Einführung des Abluftplanes als besonders günstig, da die Aerosolüberwachungsanlagen das Zeitintegral über die Konzentration messen, eine Größe, die direkt proportional zur abgeleiteten Aktivität ist: Die während der Staubsammelzeit abgeleitete Aktivität A_{abg} ist gegeben durch die

Beziehung

$$A_{\text{abg}} = Q \cdot \int K(t) dt . \quad (3)$$

Hierin bedeutet Q die Abluftmenge pro Sammelzeit. Die auf dem Meßfilter aufgesammelte Aktivität A ist durch die Gleichung (2) gegeben. Somit kann man die abgeleitete Aktivität direkt durch die auf dem Meßfilter aufgesammelte Aktivität ausdrücken. Aus den Gln. (2) und (3) folgt

$$A_{\text{abg}} = \frac{Q}{V \cdot f} A . \quad (4)$$

Die hinreichend genaue Bestimmung von Q und \dot{V} ist keine triviale Aufgabe. Vielmehr tragen die Meßfehler dieser Größen erheblich zum Fehler von A_{abg} bei.

Die Ergebnisse der Abluftüberwachung sind in den Jahresberichten der Abteilung Strahlenschutz und Sicherheit veröffentlicht, so daß hier auf Einzelheiten verzichtet werden kann [8, 9, 10]. Alle Aerosolfilter werden nachträglich nach der Herausnahme aus dem Monitor nochmals auf Kontamination ausgemessen. Diese Messung ist besonders empfindlich, da das Abklingen der natürlichen Aktivität abgewartet werden muß.

Als sehr nützlich hat sich die Überwachung der Ableitung radioaktiver Gase mit Dosimetern erwiesen. Im Schornsteinfuchs des FR 2 wird z.B. bei einer ^{41}Ar -Ableitung von 22 Ci/h eine Monatsdosis von ca. 2 rem verursacht. Unter den gegebenen Bedingungen wäre also die Ableitung von nur 160 Ci ^{41}Ar innerhalb eines Monats mit einem Glasdosimeter noch nachzuweisen. Die Überwachungsmethode ist bei einer größeren stoßweise erfolgenden Ableitung die einzige Möglichkeit, eine Information über die abgeleitete Aktivität zu erhalten, da die normalerweise installierte Instrumentierung Vollausschlag anzeigt [11].

Tritiummessungen in der Abluft erfolgen vorzugsweise durch Auskondensieren von Luftfeuchtigkeit. Hierdurch kann eine sehr viel niedriger liegende Nachweisgrenze als bei Verwendung von Tritiummonitoren erreicht werden, außerdem werden Schwierigkeiten bei einer Beimengung von radioaktiven Gasen, wie z.B. ^{41}Ar am FR 2, bzw. bei der Notwendigkeit von Messungen in Bereichen mit erhöhtem Strahlenpegel vermieden.

Besondere Aufmerksamkeit erfordert die Überwachung der aus der Veraschungsanlage für radioaktive Abfälle abgeleiteten Abgase mit einer Temperatur von 280 °C. Diese Abgase können nur dann von einer Aerosolüberwachungsanlage gemessen werden, wenn sie entsprechend abgekühlt sind. Die Abkühlung in einem Kondensator ist mit einer Auskondensation von Flüssigkeit und damit mit einer Ausscheidung von Aktivität verbunden. Die radiochemische Untersuchung des Kondensats hat ergeben, daß 60 - 90 % der in die Meßleitung gelangenden Aktivität im Kondensator abgeschieden werden [12]. Schwierigkeiten ergeben sich auch aus der chemischen Beschaffenheit der Rauchgase, insbesondere aus der Beimengung von Salzsäure und Teer.

5. Schlußbemerkungen

Durch die Vorgabe höchstzulässiger Ableitungen im Abluftplan stehen bei der Abluftüberwachung Überwachungsmethode und einzuhaltende Vorschriften im Einklang. Die Überwachung der Einhaltung der nach der Ersten Strahlenschutzverordnung vorgeschriebenen höchstzulässigen Konzentrationen am Arbeitsplatz bereitet dagegen einige prinzipielle Schwierigkeiten. Es wäre daher wünschenswert, wenn bei einer Neufassung der Strahlenschutzverordnung primäre und sekundäre Standards klar unterschieden würden und an Stelle der maximal zulässigen Konzentration die auf Zeiteinheiten (z.B. 13 Wochen) bezogene Aktivitätsaufnahme als sekundärer Standard eingeführt würde (vgl. z.B. auch [13]).

Literatur

- [1] Erste Verordnung über den Schutz vor Schäden durch Strahlen radioaktiver Stoffe (Erste Strahlenschutzverordnung) in der Fassung vom 15. Oktober 1965, Bundesgesetzblatt, Teil I, 1654 (1965)
- [2] Ehret, R., Kiefer, H. und Maushart, R.: Direct Information 2/63
- [3] Gebauer, H.: Kerntechnik 7, 322 (1965)
- [4] Berthold, F.: Vortrag SM 95/36, S. 597 in IAEA STI/PUB/159 (Proc. Symp. Wien, 3.-7.7.1967)
- [5] Schröck-Vietor, W.: Kerntechnik 4, 372 (1962)
- [6] König, L.A.: Atompraxis 16, Heft 5 (1970), KFK 1221
- [7] König, L.A.: Experience in Radiation Protection Gained in a Major Contamination Incident, 2nd IRPA-Congr., Paper 239, Brighton, May 1970
- [8] König, L.A.: Beitrag zum Jahresbericht 1969 der Abteilung Strahlenschutz und Sicherheit (Herausg. H. Kiefer und W. Koelzer), KFK 1158 (1970)
- [9] König, L.A.: Beitrag zum Jahresbericht 1970 der Abteilung Strahlenschutz und Sicherheit (Herausg. H. Kiefer und W. Koelzer), KFK 1365 (1971)
- [10] König, L.A.: Beitrag zum Jahresbericht 1971 der Abteilung Strahlenschutz und Sicherheit (Herausg. H. Kiefer und W. Koelzer), KFK 1565 (1972)
- [11] Günther, G., König, L.A.: Atompraxis 14, Heft 8 (1968)
- [12] H. Schüttelkopf, persönliche Mitteilung
- [13] K.Z. Morgan: Proper Use of Information on Organ and Body Burdens of Radioactive Material, IAEA/SM/-150/50, Stockholm, 22.-26. November 1971

EICHMETHODEN UND MESSGRENZEN VON MONITOREN ZUR SELEKTIVEN ÜBERWACHUNG VON TRITIUM- UND EDELGASAKTIVITÄTEN IN LUFT

W. DOBIASCH

MÜNCHENER APPARATEBAU, DR. KIMMEL KG,
MÜNCHEN

Für die empfindliche Überwachung des Wasserstoffisotopes Tritium in Luft werden heute fast ausschließlich sogenannte "Proportional-Durchflußzähler" verwendet. Durch geeignete Konstruktion des Detektors und entsprechende Elektronik kann mit einer solchen Anlage eine in gewissem Maße tritiumspezifische Messung erreicht werden. Setzt man die Ansprechwahrscheinlichkeit für Tritium gleich 1, so ist die Ansprechwahrscheinlichkeit für Edelgase, wie Xe 133, Kr 85, usw., etwa $1/10 - 1/20$, abhängig von der jeweiligen Energie. Daraus folgt, daß bei einer um den Faktor 10 größeren Edelgasaktivität im Vergleich zur Tritiumaktivität der Meßfehler rd. 100 % beträgt. Bereits bei einem schwerwassermoderiertem Reaktor, dem klassischen Einsatzort von Tritiumüberwachungsanlagen, muß mit einer nicht unerheblichen Menge von Spaltgasen, wie Xe 133, Kr 85, etc., durch die unvermeidlichen Brennelemente- und Systemleckagen, gerechnet werden. Eine Tritiummeßanlage, mit der z.B. die Gesamtabluft eines solchen Reaktors gemessen wird, dient sowohl zur Überwachung der von den Behörden zum Schutz der Bevölkerung festgesetzten Aktivitätskonzentration und-Menge, als auch zur Kontrolle des vom Reaktorhersteller garantierten maximalen D_2O -Verlustes. Höherenergetische Gasaktivitäten führen jedoch auf Grund der oben geschilderten Umstände zu einer Verfälschung des Meßergebnisses und somit nicht nur zu einer Unsicherheit über die tatsächliche Aktivitätszusammensetzung, sondern auch zu Fehlern in der Bilanzierung des D_2O - Verlustes. Luftgekühlte Bestrahlungskanäle von schwerwassermoderierten Forschungsreaktoren bringen durch ihre von dem Neutronfluß abhängige Ar 41 Produktion zusätzliche Probleme für die Tritiummessung. Auf Grund dieser Tatsache sind von der Industrie in den letzten Jahren Anlagen entwickelt worden, die eine streng selektive Messung von Tritium neben Störaktivitäten gestatten. Das Meßprinzip sei anhand des Schemas einer Anlage, Type SMHK/E, der Fa. Münchener Apparatebau, Dr. Kimmel KG, erläutert. (Bild 1)

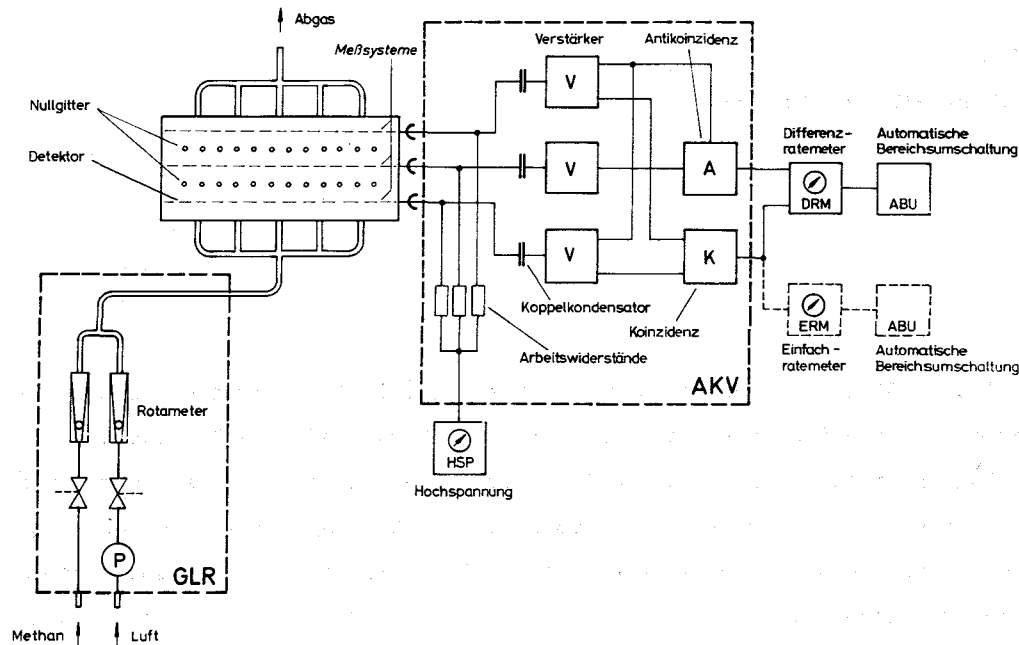


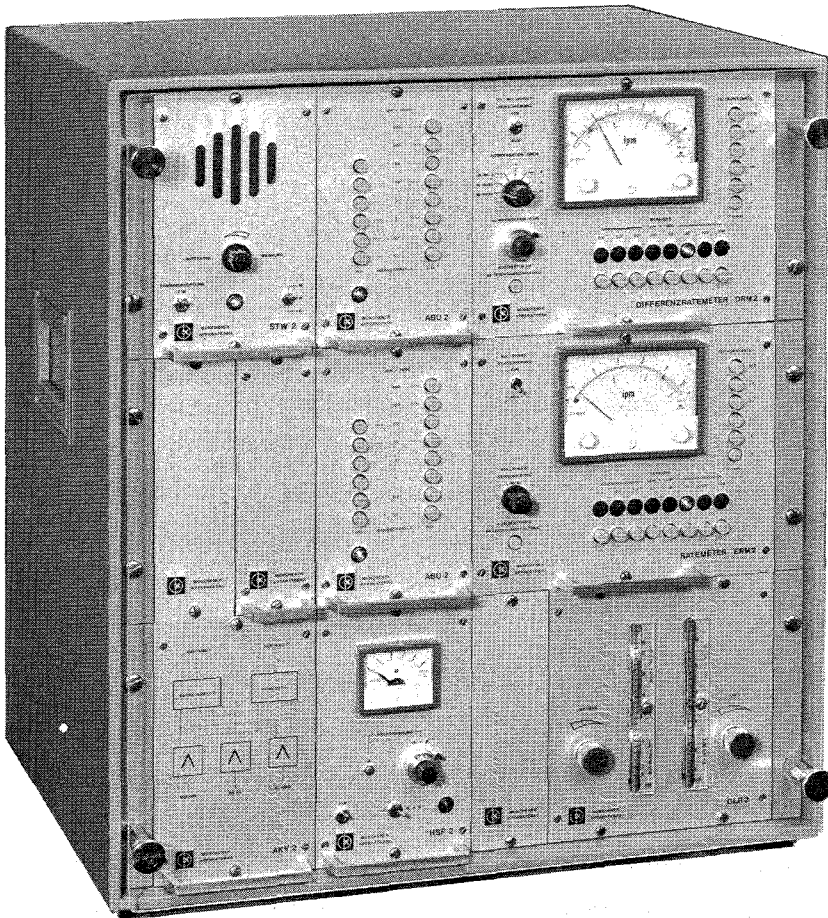
Bild 1

Schema einer Tritium-Edelgasmeßanlage, Type SMHK/E, der Firma Münchener Apparatebau, Dr. Kimmel KG. Erläuterung der Kurzbezeichnungen von links nach rechts:

- GLR: Einschub für Zählgas und Meßluftregelung.
 Detektor: Type DDH 700 mit 6 l Kammervolumen.
 HSP: Einschub zur Hochspannungsversorgung des Detektors.
 AKV: Antikoinzidenz-Koinzidenz-Verstärkereinschub.
 DRM: Differenzratemeter für die selektive Tritiummessung.
 ERM: Einfachratemeter für die selektive Edelgasmessung.
 ABU: Einschub zur automatischen Bereichsumschaltung der Ratemeter.

Die zu messende Luft wird mit Methan als Zählgas im Verhältnis von 1:2 gemischt und dem Proportional-Durchflußzähler zugeführt. Dieser Detektor besitzt drei Meßsysteme, wobei die eigentlichen Zählgitter von Null-Gittern bzw. der Wandung des Detektors umgeben sind. Das mittlere System wird als Tritiummeßzähler benutzt. Die beiden den Meßzähler umgebenden Systeme dienen als Kompensationszähler. Jedes Zählsystem besitzt einen empfindlichen Vorverstärker mit zwei entkoppelten Ausgängen. Beta-Teilchen, welche zwei oder drei Zählsysteme durchdringen, werden von der Antikoinzidenz ausgeblendet. Die von Tritium herrührenden Teilchen erzeugen auf Grund ihrer geringen Reichweite (ca. 2 mm in Luft) nur auf einem Gitter, z.B. dem Meßgitter, Impulse, welche von der Antikoinzidenz-Schaltung durchgelassen werden. Liegt jedoch neben der Tritiumaktivität noch eine höhere energetische Störaktivität, wie z.B. Ar 41, Kr 85, Xe 133, vor, so werden von dieser, neben der koinzidenten Impulsrate, auch eine, wenn auch kleinere, antikoinzidente Impulsrate, d.h. Tritium vortäuschende Rate erzeugt. Die Entstehung dieser Rate ist sowohl durch den weichen Anteil entsprechend der Energieverteilungskurve eines Betastrahlers, als auch durch Zerfälle längs des Meßsystems des Detektors zu erklären. Die abso-

lute Größe dieser beiden Raten ist proportional der Aktivitätskonzentration, jedoch das Verhältnis zueinander konstant. Auf Grund dieses konstanten Verhältnisses kann mit einem Differenzratemeter die Tritium vortäuschende Rate zu Null kompensiert werden. Tritium selbst kann auf Grund seiner geringen Reichweite keine koinzidenten Impulse erzeugen, zumal die beiden Schirmsysteme durch das etwa 11 mm starke Meßsystem getrennt sind. Deshalb ist diese koinzidente Impulsrate spezifisch für höher energetische Aktivität. Durch zusätzlichen Anschluß eines Einfachratemeters kann also neben Tritium auch noch diese höher energetische Aktivität selektiv gemessen werden. Mit einem Detektor, Type DDH 700, läßt sich in Verbindung mit einer solchen Antikoinzidenz-Koinzidenz-Elektronik und nachgeschaltetem Differenzratemeter Tritium im Verhältnis von mehr als 1:100 zu einer Edelgasaktivität nachweisen. Selbstverständlich kann mit einer solchen Anlage anstelle der gasförmigen Störaktivität auch ein schwankender Gamma-Pegel kompensiert werden. Eine dem oben beschriebenen Schema entsprechende Anlage zeigt Bild 2.



Tritium-Edelgasmeßanlage
Type SMHK/E

Erläuterung der Einschübe
von links oben nach rechts
unten

- STW2: Stromversorgung-
Warneinheit
- ABU2: Automatische
Bereichumschaltung
- DRM2: Differenzratemeter
2 Blindplatten
(Platz für Sondereinschübe)
- ABU2: Automatische
Bereichumschaltung
- ERM2: Einfachratemeter
- AKV2: Antikoinzidenz-
Koinzidenz-Verstärker
- HSP2: Hochspannungserzeuger
- Blindplatte
(Platz für Sondereinschub)
- GLR2: Zählgas-Luft-Einstell-
einschub

Bild 2

Durch das Baukastensystem mit Einschüben lassen sich die verschiedensten Anforderungen erfüllen. Automatische Bereichumschaltung der Ratemeter und Durchflußüberwachung für Meßluft und Zählgas gewährleisten Bedienungsunabhängigkeit und damit hohe Betriebssicherheit. Detektoren mit einer im Verhältnis 1:1000 verschiedenen Empfindlichkeit und

einer von der automatischen Bereichsumschaltung der Ratemeter gesteuerten Umschaltung ermöglichen eine kontinuierliche Tritium- und Edelgasmessung in einem Bereich von $10^{-8} - 10^{-1} \mu\text{Ci/ml}$ Luft.

Für die Eichung und Kompensation solcher Anlagen hat sich folgendes Meßverfahren in der Praxis bewährt: (Bild 3)

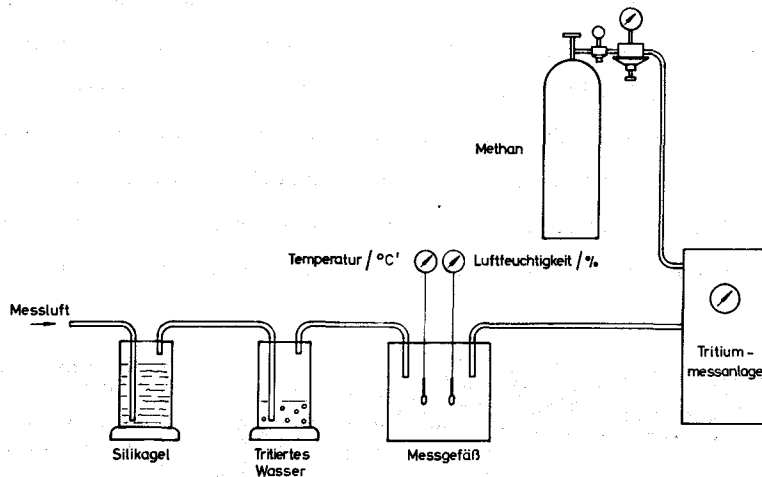


Bild 3

Prinzipschema eines Meßaufbaues zur Eichung von Tritiummeßanlagen.

Die zu messende Luft wird zuerst von Tritium befreit. Da Tritium in den meisten Fällen als Wasserdampf vorliegt, genügt eine Trocknung der Meßluft durch Vorschalten einer mit Silikalgelell gefüllten Waschflasche. Ist ^3H in anderen Verbindungen zu erwarten, so muß unter Umständen mit besonderen Verfahren, wie katalytische Verbrennung usw., gearbeitet werden. Es muß auf jeden Fall sichergestellt sein, daß in der zu messenden Luft nur die Störaktivität vorliegt, die nun mit dem Differenzratemeter zu Null kompensiert werden kann.

Anschließend wird nach der Lufttrocknungseinrichtung eine Waschflasche mit Wasser einer genau genannten spezifischen Tritiumkonzentration zwischengeschaltet. Durch dieses tritierte Wasser perlt die getrocknete Luft und wird dadurch mit tritiumhaltigem Wasserdampf angereichert. In einem dritten Meßgefäß wird die Temperatur und die relative Luftfeuchte des Gases gemessen. Aus einschlägigen Tabellen kann die der Temperatur entsprechende absolute Luftfeuchte entnommen werden. Aus der Menge des tritiumhaltigen Wasserdampfes in der Luft pro Volumeneinheit kann die spezifische Aktivität der Luft berechnet werden.

Für die Praxis sehr angenehm hat sich herausgestellt, daß nicht nur die maximal mögliche Meßgrenze einer Anlage angegeben werden soll, sondern auch der sogenannte Sigma-Wert, der wie folgt definiert ist: Sigma ist die Aktivität in $\mu\text{Ci/ml}$ die einen Netto-

Mehrimpuls am Ratemeter erbringt und wird nun unter Einsetzung der Meßwerte nach folgender Formel berechnet:

$$\sigma \left(\frac{\mu\text{Ci/ml}}{\text{ipm}} \right) = \frac{\text{AQ} (\mu\text{Ci/g}) \cdot \text{fa} (\text{g/ml}) \cdot \text{F} (\%) }{\text{R} (\text{ipm}) \cdot 100 (\%)}$$

AQ = Spezifische Aktivität der Quelle in $\mu\text{Ci/g}$

fa = Absolute Luftfeuchte in g/ml , die entsprechend der gemessenen Gastemperatur aus Tabellen entnommen wird.

F = Gemessene relative Luftfeuchte in Prozent.

R = Netto-Impulsrate pro Minute.

Als Zahlenbeispiel sei anhand der nachstehenden Messwerte die spezifische Empfindlichkeit des Detektors, Typ DDH 700, der in der beschriebenen Anlage eingebaut ist, berechnet:

AQ = 0,8 $\mu\text{Ci/g}$

fa = $2,40 \times 10^{-5}$ g/ml entsprechen einer Gastemperatur von $24,5^{\circ}\text{C}$

F = 48,5 %

R = 4.700 ipm

$$\sigma = \frac{0,8 (\mu\text{Ci/g}) \cdot 2,4 \cdot 10^{-5} (\text{g/ml}) \cdot 48,5 (\%)}{4.700 (\text{ipm}) \cdot 100 (\%)} = 1,98 \cdot 10^{-9} \left(\frac{\mu\text{Ci/ml}}{\text{ipm}} \right)$$

Für die maximal zulässige Konzentration von Tritium in Luft, gemäß der "Ersten Strahlenschutzverordnung" von 2×10^{-6} $\mu\text{Ci/ml}$, ist also eine Nettoimpulsrate von:

$$\frac{2 \cdot 10^{-6} (\mu\text{Ci/ml})}{1,98 \cdot 10^{-9} \left(\frac{\mu\text{Ci/ml}}{\text{ipm}} \right)} \approx 1.000 (\text{ipm})$$

zu erwarten.

Der gleiche Detektor hat für Xe 133 eine spezifische Empfindlichkeit des Meßsystems von 3×10^{-8} $\mu\text{Ci/ml}$ pro ipm und der Koinzidenzsysteme von 2×10^{-9} $\mu\text{Ci/ml}$ pro ipm. Liegt eine um den Faktor 100 größere Xe 133 Aktivität im Vergleich zu MZK von Tritium von 2×10^{-6} $\mu\text{Ci/ml}$ vor, so errechnen sich folgende Impulsraten:

$$\text{Antikoinzidente Rate RA} = \frac{2 \cdot 10^{-4} (\mu\text{Ci/ml})}{3 \cdot 10^{-8} \left(\frac{\mu\text{Ci/ml}}{\text{ipm}} \right)} = 6.660 (\text{ipm})$$

$$\text{Koinzidente Rate RK} = \frac{2 \cdot 10^{-4} (\mu\text{Ci/ml})}{2 \cdot 10^{-9} \left(\frac{\mu\text{Ci/ml}}{\text{ipm}} \right)} = 100.000 (\text{ipm})$$

Die koinzidente Rate, RK, wird zur Verkleinerung des statistischen Fehlers durch veränderbare Digitaluntersetzer auf etwa den Betrag der antikoinzidenten Impulsrate, RA, reduziert dem Differenzratemeter zugeführt. Bereits bei einer Zeitkonstante von etwa 1 Minute sind die der Tritium MZK entsprechenden 1000 Mehrimpulse ohne Schwierigkeiten zu messen und zu warnen, da sie deutlich über der kompensierten, um Null statistisch schwankenden Störimpulsrate liegen.

Herrn Kiefer, KBG, der als Entwickler der Eichmethode zu nennen ist, sei an dieser Stelle besonders gedankt.

DISKUSSION

MAUSHART: Der Trennfaktor ist aus statistischen Gründen von den jeweiligen Impulsraten bei der Differenzbildung und damit von der Konzentration abhängig. Er ist in der Gegend der Nachweisgrenze (bei 15^{-8} Ci/m³) sicher weit schlechter als 1:100. Für welche Konzentration gilt der von Ihnen angegebene Wert?

DOBIASCH: Der statistische Fehler ist aber auch abhängig von der am Ratemeter eingestellten Zeitkonstanten. Der Trennfaktor von 1:100 wird noch bei 1/10 MZK mit einer Zeitkonstanten von z. B. 3 Minuten ohne weiteres erreicht. Messungen unterhalb 1/10 MZK für Tritium bei gleichzeitig 100fach größerer Edelgasaktivität sind meiner Meinung nach in der Praxis nicht mehr sinnvoll.

BRAUN: Manchmal glaubt man, die Verluste an Tritium einer Anlage zu erfassen, wenn die Abluft am Kamin daraufhin analysiert wird. Dies trifft wohl nur in seltenen Fällen zu. Zwischen Ausgang der Abluft einer Anlage und dem Kamin liegen nicht selten 100 m Rohrleitungen oder Schächte. Diese Anlagenteile können Feuchtigkeit vorübergehend oder dauernd binden. Bei einer Reaktoranlage sollte die Abluft deshalb unmittelbar am Ausgang des Reaktoreinschlusses gemessen werden.

KONTINUIERLICHE ÜBERWACHUNG WÄSSRIGER AKTIVITÄT BEI KWL

R. BÖDEGE, W. HOFMANN, W. LAMBERS
KERNKRAFTWERK LINGEN GMBH, LINGEN

M. GROSSE-SCHULTE

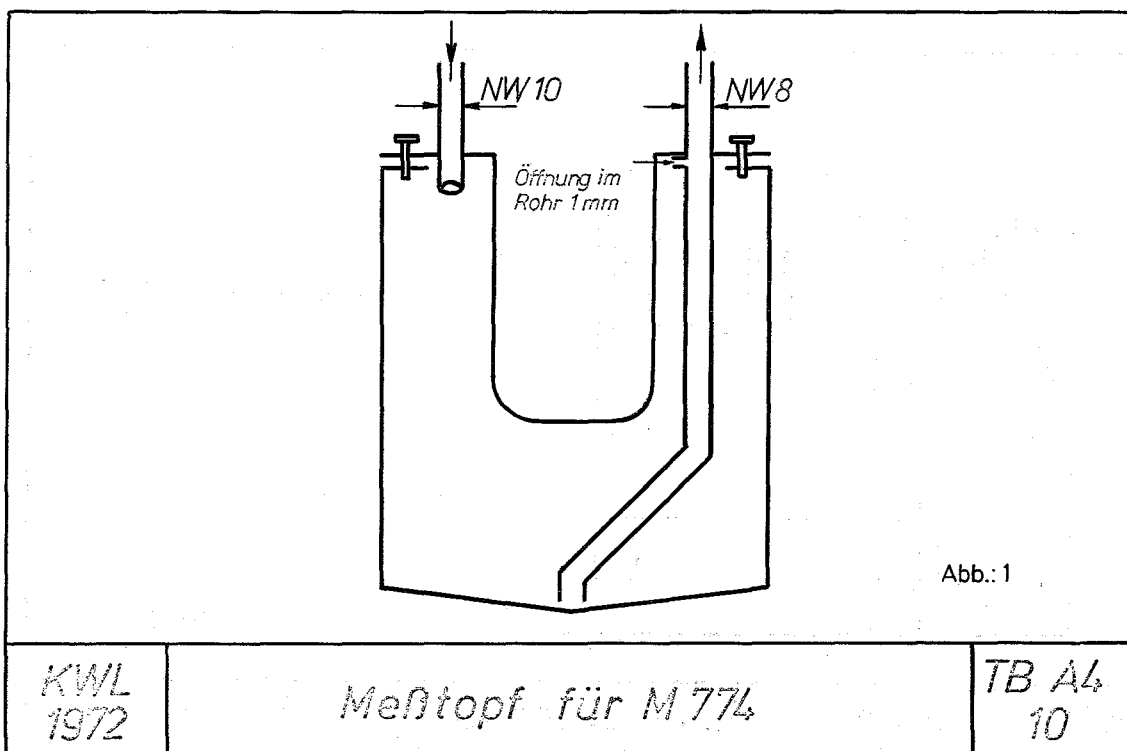
AEG-TELEFUNKEN, FRANKFURT (MAIN)

Zusammenfassung

Bei der kontinuierlichen Überwachung von Aktivitätsabgaben tritt immer wieder das Problem auf, daß relativ geringe Konzentrationen gegen einen relativ hohen Untergrund gemessen werden müssen. Verschiedene Autoren haben diese Problematik behandelt [1,2,3,4]. Im Laufe des Betriebes hat sich gezeigt, daß die Kontamination, die in Form suspendierter Teilchen im Wasser vorliegt oder durch Bewuchs und Bildung von Schichten auf den Wänden entsteht, den entscheidenden Einfluß ausmacht. Hier sollen Maßnahmen zur Überwindung dieser Effekte an zwei Beispielen dargestellt werden.

1. Überwachung der Aktivitätsabgaben mit einer 4-1-Ringkammer

Beim Abpumpen wird ein Teilstrom zur Konzentrationsmessung durch die 4-1-Ringkammer geleitet. Meistens wurde schon nach kurzer Zeit das Abpumpen automatisch unterbrochen, da die eingestellten Grenzwerte überschritten worden waren. Dies war nicht durch die gelöste Radioaktivitätskonzentration bewirkt worden, sondern, wie sich herausstellte, durch Ablagerungen feinsten Teilchen auf dem Boden und an der Wand des Topfes. Nach Vorversuchen wurde die in der Skizze 1 angegebene Topfform gewählt.



Hier ist durch die Wasserführung dafür gesorgt, daß selbst kleine Teilchen höchster Dichte (im Vorversuch wurde Bleioxid verwendet) wieder mit abgeführt werden. Die Konstruktion ist so gewählt worden, daß der Topf mit wenigen Handgriffen ausgebaut und durch einen anderen ersetzt werden kann, wenn er gereinigt werden muß. Die Betriebserfahrungen haben gezeigt, daß keine wesentliche Kontamination mehr auftritt.

2. Überwachung des Nebenkühlwassers auf mitgeführte Aktivität

Hier handelt es sich darum, Aktivitätskonzentrationsänderungen in der Größenordnung von 10^{-7} $\mu\text{Ci/ml}$ im mechanisch gereinigten Emswasser zu entdecken, wo Kontaminationen an den Wänden des Durchlauftopfes und auf der Oberfläche des Detektors sowohl durch mitgeführte feste Bestandteile als auch durch Algenwachstum auftreten können. Der Aufbau der "Wasserwächter"-Meßstelle richtete sich nach drei Forderungen:

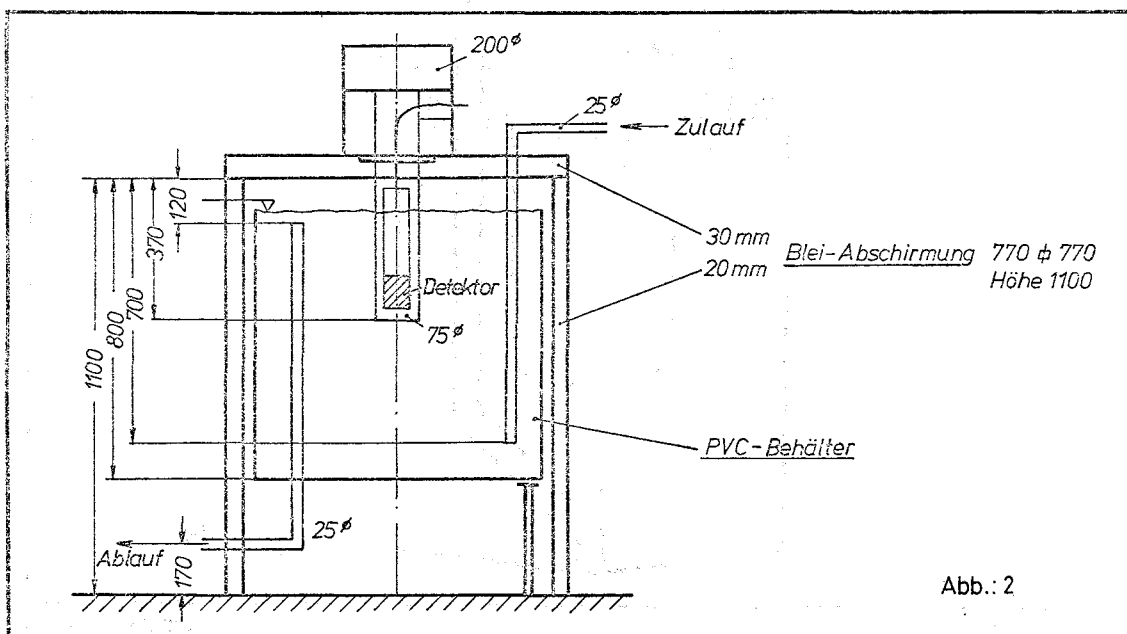
- 1) Sie muß möglichst robust sein und soll daher γ -Detektion anwenden.
- 2) Sie soll wartungsfreundlich sein, d. h., die Kontamination darf erst über längere Zeiträume dazu führen, daß die Meßstelle zu unempfindlich wird.
- 3) Die Alarmschwelle soll möglichst unter 10^{-6} $\mu\text{Ci/ml}$ liegen für ein sehr breites Spektrum von γ -Energien.

Es wurden 2 mögliche Versionen geprüft, die Kontamination möglichst unwirksam zu machen:

- a) Der Detektor wird oberhalb der Wasserfläche angeordnet.
- b) Der Detektor taucht in ein möglich großes Volumen ein.

Letztere hat sich als weit empfindlicher herausgestellt, da die Geometrie besser ist. Für den Versuchsbetrieb wurde ein Plastikbehälter mit ca. 250 l Wasserinhalt benutzt.

Aus der Skizze 2 geht die Wasserführung und die Anordnung hervor.

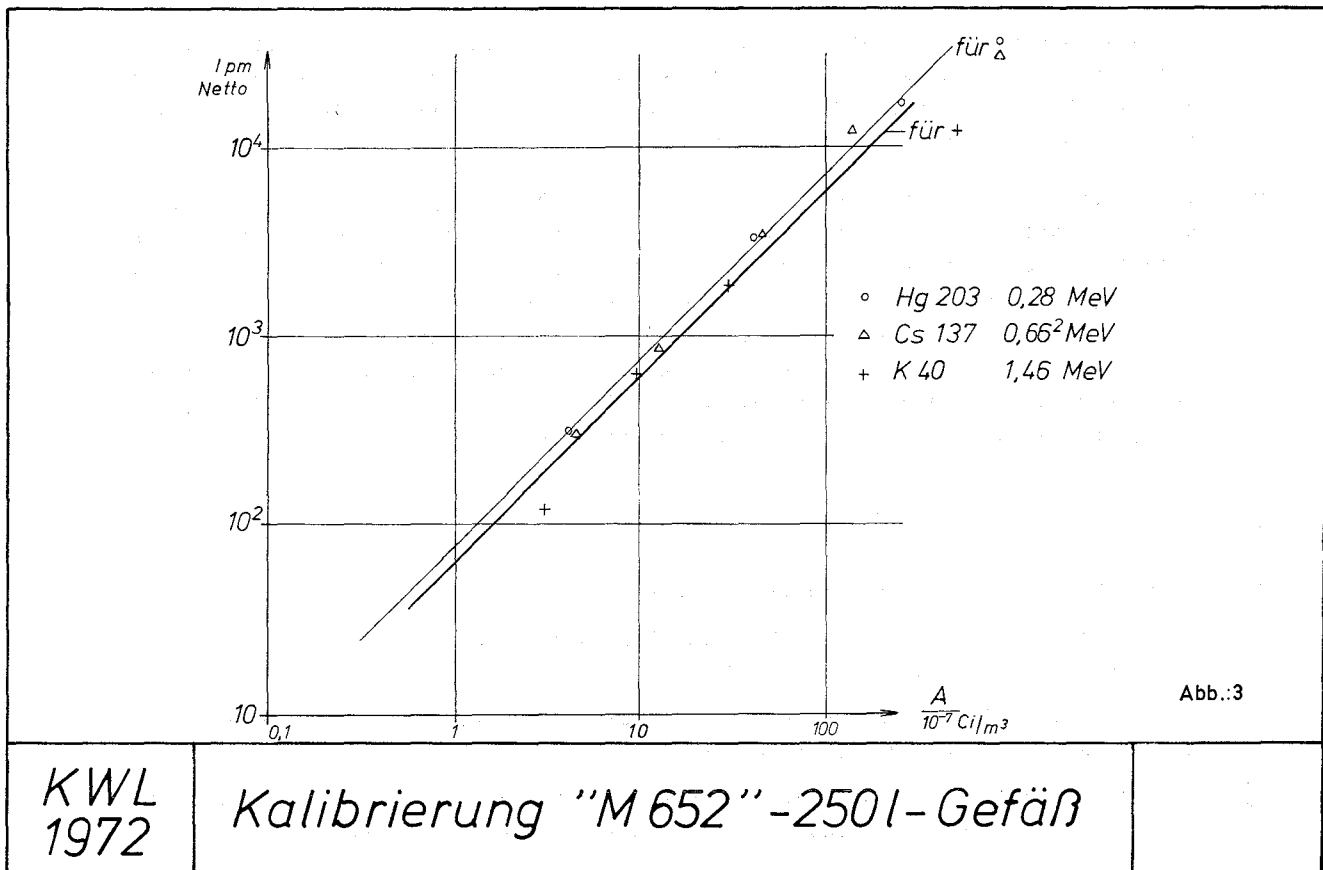


KWL 1972	Skizze 250 l - Durchlaufgefäß für M 652: Aktivität Nebenkühlwasser	Abb.: 2
-------------	---	---------

Der Wasserdurchsatz beträgt ca. $6 \text{ m}^3/\text{h}$, so daß innerhalb 2 min der Behälterinhalt umgesetzt wird. Als Detektor dient derselbe Kristall ($1 \frac{1}{2}'' \times 1''$), wie er in den 4-l-Ringtopfanordnungen der AEG verwendet wird [3,4]. Durch die Wasserführung ist sichergestellt, daß sich feste Bestandteile am Boden absetzen können, wo der größte Absorptionsweg bis zum Detektor vorhanden ist. Auch für die an den Seitenwänden auftretende Konzentration ergibt sich für 1 MeV γ -Strahlung ein Minimum von 2 Streuweglängen.

Die Betriebserfahrungen über 9 Monate haben gezeigt, daß der Nullpegel bei einer Zeitkonstante von 15 sec etwa 10 Ips mit einer mittleren Schwankungsbreite von $\pm 5 \%$ entspricht. Es war möglich, den Grenzwert auf 13 Ips einzustellen, ohne daß die Meldung "Aktivität Nebenkühlwasser hoch" auf der Warte erschien.

Durch Eichung mit Hg-203, Cs-137 und K-40 wurden dann die Werte der Skizze 3 ermittelt.



Aus der Eichung ergibt sich, daß der Nullpegel - wenn man die Werte für Cs-137 heranzieht - etwa $5 \cdot 10^{-7} \mu\text{Ci/ml}$ entspricht und der Alarmwert einer Schwelle von etwa $7 \cdot 10^{-7} \mu\text{Ci/ml}$ im praktischen Betrieb. Damit ist also die Aufgabe weitgehend gelöst worden. Definiert man die Nachweisgrenze in der üblichen Form, $Z_{\min} = 4 Z_0/2T$, so errechnet sich daraus ebenfalls etwa $2 \cdot 10^{-7} \mu\text{Ci/ml}$.

Wir glauben, daß die in der geschilderten Form arbeitende Meßstelle ausreichend ist für eine kontinuierliche Überwachung von Nebenkühlwasser und Wässern ähnlicher Qualität, wenn parallel Kontrollmessungen durch das Labor durchgeführt werden.

Sollte es unter anderen Bedingungen nötig sein, die Meßstelle zu verbessern, sind nach unserer Ansicht 3 Schritte möglich:

1. Änderung der Dämpfungskonstante auf 2-4 min,
2. Vergrößerung des Detektors,
3. Vergrößerung des Gefäßvolumens.

Zu 1: Die Änderung der Dämpfung auf einen Wert von 2 min würde die Nachweisgrenze, wie sie durch die obige Formel gegeben ist, auf etwa $5 \cdot 10^{-8}$ $\mu\text{Ci/ml}$ herabsetzen. Dies hätte weiter den Vorteil, daß die Schwankungsbreite der Anzeige noch erheblich reduziert wird und damit die Möglichkeit gegeben wäre, zwischen dem Nullpegel und dem Alarmgrenzwert einen Warngrenzwert einzuschieben.

Zu 2: Durch Vergrößerung des Detektorvolumens wird sowohl der Nulleffekt als auch der Nutzeffekt in erster Näherung um den gleichen Faktor erhöht. Aus [4] geht hervor, daß beim Übergang vom $1 \frac{1}{2}'' \times 1''$ auf den $3'' \times 3''$ Kristall ein Faktor von mindestens 6 zu erwarten ist.

Zu 3: Vergrößert man die linearen Abmessungen des Gefäßes um 50 %, so daß der Abstand des Detektors von den Wänden mindestens 45 cm beträgt, so ergibt sich folgendes Bild für 1 MeV γ -Strahlung: die Kontamination von der Wand wird noch um einen weiteren Faktor e geschwächt; die auf den Detektor treffende Nutzstrahlung erhöht sich um 50 % (Einfluß des Build-Up-Faktors); die am Ort des Detektors im Spektrum noch enthaltenen Photo-Peakanteile werden etwa um den Faktor 4 reduziert. Jede weitere Vergrößerung des Wasservolumens bedingt aber auch eine Vergrößerung der Bleiabschirmung und ist von Kostenüberlegungen bestimmt.

Literatur

- [1] Kiefer-Maushart: Strahlenschutzmeßtechnik. Karlsruhe 1964
- [2] E. Schrüfer: Messung geringer Aktivitätskonzentrationen in Ringschalen. Elektro-Anz. 19 (1966) 9, S. 185-188
- [3] H. Moser u. W. Rauert: Die Anwendung radioaktiver Isotope in der Hydrologie. Atomkernenergie 5 (1960) 12, S. 462-471
- [4] M. Große-Schulte, A. Leineweber, E. Schrüfer: Messung geringer Aktivitätskonzentrationen in Ringschalen. Techn. Mitt. AEG-Telefunken 58 (1968) 7

STRAHLENSCHUTZERFAHRUNGEN BEIM HTR-VERSUCHSKRAFTWERK DER AVR IN JÜLICH

D. HOLM

ARBEITSGEMEINSCHAFT VERSUCHS-REAKTOR AVR, JÜLICH

Zusammenfassung

Das Versuchskernkraftwerk der Arbeitsgemeinschaft Versuchsreaktor in Jülich wird betrieben mit einem Hochtemperaturreaktor, Kühlmedium ist Helium, Moderatormaterial ist Graphit, die Brennelemente sind kugelförmig, die thermische Leistung beträgt 46 MW, die elektrische Leistung 15 MW.

Die bisherigen Betriebserfahrungen bestätigten die Annahme, daß dieser Reaktortyp zu einer betriebssicheren Großanlage weiterentwickelt werden kann. Im folgenden werden die bisher gewonnenen Strahlenschutzerfahrungen am AVR-Versuchskernkraftwerk kurz skizziert.

Dosisleistung an Anlagenteilen

Anlagenteile des AVR-Reaktors, die dem Verschleiß unterliegen, wie Antriebe für Kühlgasklappen und Abschaltstäbe, Thermoelemente, Kühlgasgebläse, Teile der Gasreinigung und Teile der Beschickungsanlage, sind ausbaubar. Zum Auswechseln dieser Teile wurden spezielle Ausbaugeräte und Abschirmglocken entwickelt, um eine Freisetzung von Kühlgas und radioaktiv verunreinigtem Graphitstaub zu vermeiden und eine übermäßige Strahlenbelastung des Personals zu verhindern.

Wegen der geringen Kühlgasaktivität von $3 \cdot 10^{-2} \mu\text{Ci}/\text{m}^3$, des geringen Staubanfalles von $5 \mu\text{g}/\text{m}^3$, der geringen radioaktiven Verunreinigungen des Graphits der eingesetzten Brennelemente und des geringen Kugelbruches (und der dadurch bedingten geringen Kontamination der Anlagenteile) ist der Einsatz der Abschirmglocken bei Ausbauarbeiten bisher nicht notwendig gewesen.

Die maximal bisher gemessenen Dosisleistungen an Anlagenteilen sind:

a) an Teilen der Brennelementbeschickungsanlage:

an einem Kugelventil	200 mrem/h
am Vereinzelnerrad	20 mrem/h
an der Bruchabscheiderwalze	20 mrem/h
am Dosierrad	30 mrem/h
am Höhenfördererdrehteil	25 mrem/h

b) an weiteren Anlagenteilen:

am Abschaltstabantrieb (Ritzel)	20 mrem/h (staubf. Kontamination)
an den Gastöpfen der Kühlgasreinigungsanlage	3 mrem/h
an einem Thermoelement unterhalb des Dampferzeugers	$8 \cdot 10^4$ mrem/h (Aktivierung)

Wie die vorgenannten Dosisleistungen zeigen, tritt in Reparaturphasen gewöhnlich keine nennenswerte Strahlenbelastung des am AVR-Reaktor beschäftigten Personals auf. Bei abgeschaltetem Reaktor werden im Schutzbehälter maximal 20 mrem/h gemessen.

Demgegenüber herrscht bei Leistungsbetrieb (46 MW_{th}) im Schutzbehälter eine mittlere Dosisleistung von 3 rem/h.

Personenüberwachung

Eine nennenswerte Personendosisbelastung tritt nur auf, wenn der Schutzbehälter während des Leistungsbetriebes zur Behebung kleiner Störungen begangen werden muß.

Die Personendosen der ersten vier Betriebsjahre des AVR-Reaktors sind:

Jahr		1968	1969	1970	1971
AVR-Personal und Anfahr- mannschaft	Personenzahl	124	130	125	124
	Mannrem	62,75	75,05	111,54	47,87
Fremd- personal	Personenzahl	19	35	58	18
	Mannrem	5,73	3,11	1,54	0,46

Handhabung von Brenn- und Blindelementen

An einem Blindelement (6 cm \emptyset) werden zwischen 0,5 und 4 rem/h Dosisleistung gemessen. Die radioaktive Strahlung stammt her von aktivierten Verunreinigungen im Graphit (Sc-46, Cr-51, Fe-59, Co-60, Zn-65) und Spaltproduktablagerungen (Sr-89, Sr-90, J-131, Cs-134, Cs-137, Ba-140), insgesamt ca. 0,5 mCi pro Blindelement. Die Blindelemente, die bisher zur Verminderung der Leistungsdichte im AVR-Core dienten, werden nach und nach durch Brennelemente ersetzt und während des Umwälzens abgezogen. Ursprünglich war vorgesehen, diese Blindelemente wie später auch die Brennelemente zu je 50 Stück in Kannen abzufüllen und zu lagern. Wegen der geringen Aktivität und der daraus resultierenden Dosisleistung werden die Blindelemente zu je 500 Stück in DE-Einheitsfässer abgefüllt, die innen 5 cm dick mit Beton ausgekleidet sind. Die Dosisleistung an einem solchen gefüllten und verschlossenen Faß beträgt bis zu 10 rem/h. Die Fässer werden in das Aktivlager der KFA Jülich transportiert.

An einem Brennelement (ca. 100 Ci Aktivität) werden zwischen 10^3 und 10^4 rem/h gemessen. Abgebrannte Elemente werden zu je 50 Stück in Kannen abgefüllt und zur KFA abgegeben.

Abgabe radioaktiver Stoffe

Der genehmigte Wert für die Aktivitätsabgabe in die Atmosphäre beträgt für den AVR-Reaktor 51,6 Ci pro Jahr. Die Aktivität in der Abluft wird hauptsächlich bestimmt durch die radioaktiven Edelgase Kr-85m, Kr-85, Kr-88, Xe-133 und Xe-135, die Aerosolaktivität ($\leq 1\%$ der Gesamtaktivität) wird hauptsächlich bestimmt durch Rb-88 (ca. 95 %).

Die in den ersten 4 Betriebsjahren des AVR-Reaktors in die Abluft abgegebenen Aktivitätsmengen sind:

Jahr	1968	1969	1970	1971
β -Aktivität der Aerosole (Ci)	0,157	0,175	0,135	0,153
Edelgasaktivität (Ci)	15,70	17,48	30,30	26,85

Die Abgabe radioaktiver Stoffe in das Abwasser wird von der KFA geregelt; sie bestimmt nach Erstellung von Analysen, ob der Inhalt der Wasserauffangbehälter in den Chemiekanal übergepumpt oder zur Aufbereitung mit Tankwagen abgeholt wird.

Die abgegebenen Aktivitätsmengen im Abwasser sind:

Jahr		1968	1969	1970	1971
in den Chemiekanal übergepumpt	Menge (m ³)	204,5	281,6	524	422
	β -Aktivität (mCi)	0,056	0,056	0,117	0,73
	H-3-Aktivität (Ci)	0,116	0,344	0,277	0,506
mit Tankwagen an KFA-Dekont.-Betriebe abgegeben	Menge (m ³)	82,9	160,5	355	136,4
	β -Aktivität (mCi)	0,98	2,74	0,29	4,83
	H-3-Aktivität (Ci)	0,402	72,359	1,079	2,370

STRAHLENSCHUTZPROBLEME BEI DER HANDHABUNG VON TRITIUM-TARGETS HOHER AKTIVITÄT

D. BEYER, W. FRIEDRICH, J. KNIEPER,
P.F. SAUERMANN

KERNFORSCHUNGSANLAGE JÜLICH GMBH, JÜLICH

Zusammenfassung

Beim Wechsel eines Tritium-Targets hoher Aktivität wurden Messungen von Oberflächen- und Luftkontaminationen sowie Inkorporationsmessungen durchgeführt. Die Ergebnisse zeigen, daß die Kontaminations- und Inkorporationsgefahr beim Targetwechsel sowie bei der Handhabung unbestrahlter Targets nicht unterschätzt werden darf. Bei Beachtung der erforderlichen Schutzmaßnahmen läßt sich eine Gefährdung des Bedienungspersonals jedoch vermeiden.

1. Einleitung

Bei der Erzeugung von schnellen Neutronen mit Energien von etwa 15 MeV mit Hilfe der Reaktion ${}^3\text{H} (d,n) {}^4\text{He}$ werden Tritium-Targets benötigt. Diese Targets bestehen gewöhnlich aus Kupferscheiben, auf welche Titan oder Erbium als Occluder-Material für das Tritium aufgedampft wird¹. Die Aktivität der Targets wurde in den vergangenen Jahren wesentlich erhöht, mit dem Ziel, ihre Lebensdauer zu verlängern. Die rotierenden Targets, welche an unserem Neutronengenerator Dynagen II verwendet werden, enthalten etwa 80 Ci Tritium. Daher müssen bei der Lagerung und Handhabung dieser Targets, insbesondere beim Targetwechsel, besondere Vorsichtsmaßnahmen vorgesehen werden.

Zum Targetwechsel, welcher etwa 4 mal im Jahr erforderlich wird, muß das Vakuum-System geöffnet werden. Hierbei wird das gesamte Targetgehäuse mit dem rotierenden Target abgeflanscht. Daher ist hierbei nur mit dem Austritt gasförmigen Tritiums zu rechnen. Es ist bekannt, daß nur weniger als 1 % des im Target absorbierten Tritiums durch die ${}^3\text{H} (d,n) {}^4\text{He}$ -Reaktion verbraucht werden. Etwa 50 % gehen durch Verdrängung, Sputtering und andere Prozesse verloren und werden entweder im Vakuumsystem niedergeschlagen oder durch die Vakuumpumpen herausbefördert.

Die Öffnung dieses Vakuumsystems zum Targetwechsel ist also mit einem hohen Inkorporationsrisiko verbunden. Daher ist eine spezielle Schutzkleidung für die den Targetwechsel ausführenden Operateure erforderlich.

Diese besteht aus Overalls, Schutzhandschuhen und einer Atemschutzhaube². Über dem Targetbereich muß ein Ventilationsschacht angeordnet werden, welcher an das Abluftsystem angeschlossen ist. Dieses Abluftsystem muß so ausgelegt sein, daß mindestens ein zehnfacher Luftwechsel je Stunde für den Beschleunigerraum gewährleistet ist.

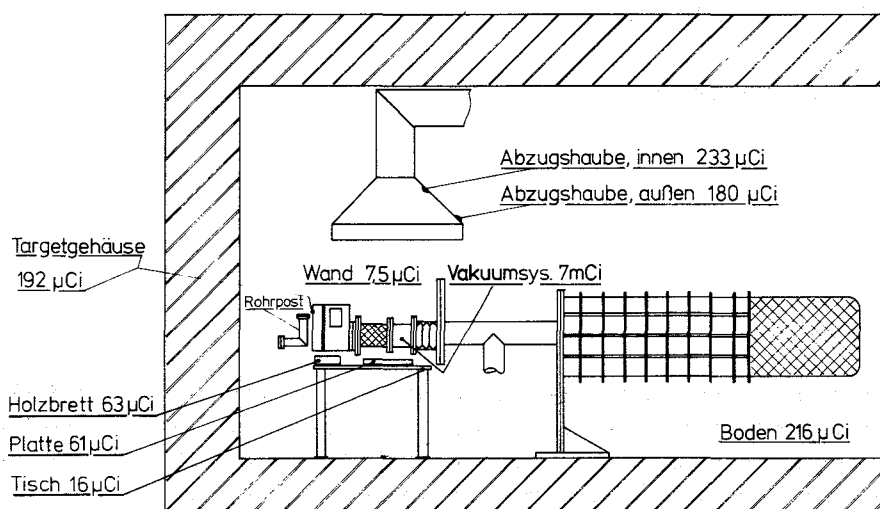


Bild 1: Ergebnisse der Kontaminationsmessungen im Targetbereich

2. Ergebnisse der Kontaminationsüberwachung

Die Öffnung des Vakuumsystems hat Luft- und Oberflächenkontaminationen zur Folge. In Bild 1 sind die Ergebnisse von Wischproben eingetragen, welche während oder kurz nach dem Wechsel eines Targets mit einer ursprünglichen Aktivität von etwa 80 Ci gewonnen wurden. Die Aktivitäten dieser Proben, welche im Liquid-Scintillation-Counter unter hoher Verdünnung bestimmt wurden, sind beträchtlich und reichen von 7,5 μ Ci an der Wand bis zu etwa 230 μ Ci an der Innenseite der Abzugshaube.

Zwei Wischproben wurden im Inneren des Vakuumsystems genommen. Die Aktivitäten dieser Proben sind repräsentativ für die innere Kontamination des Targetgehäuses (55 mCi) und des Strahlrohres (7 mCi). Die gesamte innere Oberflächen-Kontamination dieser Teile des Vakuumsystems dürfte zur Zeit des Targetwechsels etwa 10 Ci betragen haben.

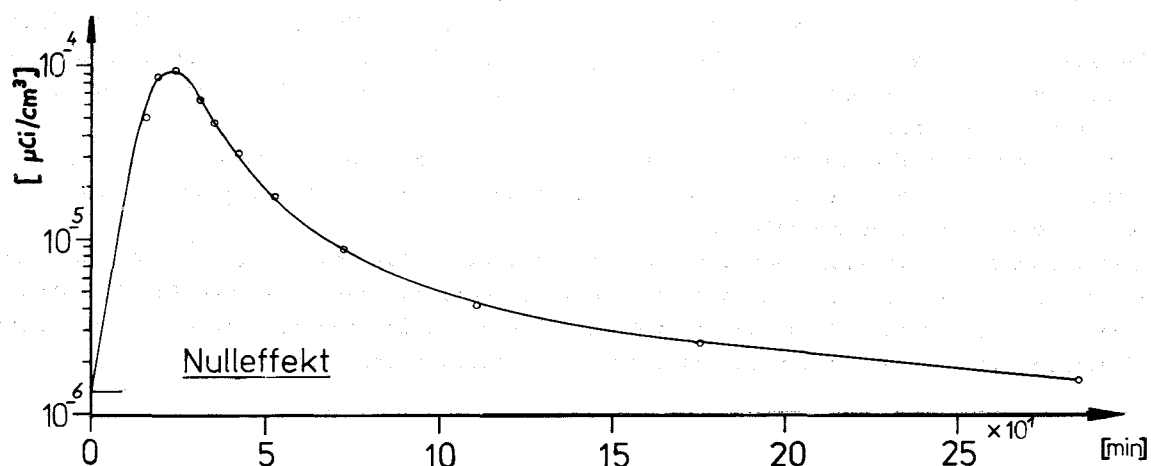


Bild 2: Tritiumkonzentration der Luft im Beschleunigererraum

Beim Öffnen des Vakuumsystems tritt insbesondere gasförmiges Tritium aus. In Bild 2 sind die Tritiumkonzentrationen in der Luft des Beschleunigerraumes gegen die Zeit aufgetragen. Die Konzentration erreicht maximal etwa $10^{-4} \mu\text{Ci} \cdot \text{cm}^{-3}$ zu Beginn des Targetwechsels und damit etwa das 50-fache des Normalwertes, jedoch konnte sie durch die Anordnung des Lüftungsschachtes über dem Targetbereich auf das fünf-fache des für kurzzeitige Exposition festgelegten Wertes beschränkt werden. Auch die Inkorporationsgefahr bei der Handhabung von frischen, unverbrauchten Targets darf nicht unterschätzt werden.

Gibson, der dieses Problem untersucht hat, berichtet ³, daß derartige Targets zwischen 1,4 und 21 μCi je Ci Tritium in 8 Stunden abgegeben haben. Diese Werte sanken auf ein Zehntel innerhalb von fünf Monaten. Überträgt man diese Ergebnisse auf unsere Targets (80 Ci), so sind Tritium-Abgaben zwischen 340 μCi und 5 mCi je Tag zu erwarten. Da der Zeitraum zwischen dem Versand der Targets und ihrem Einbau 2 bis 4 Wochen beträgt, kann sich in dem durch einen Blindflansch gedichteten Targetgehäuse eine gasförmige Tritiumaktivität von mehr als 100 mCi ansammeln. Ein Teil hiervon diffundiert durch die Gummichtung des Flansches und sammelt sich in dem Transporteimer, welcher der Aufbewahrung der Targets dient, an. Beim Öffnen dieses Eimers ist also mit dem Austritt von einigen mCi Tritium-Gas zu rechnen.

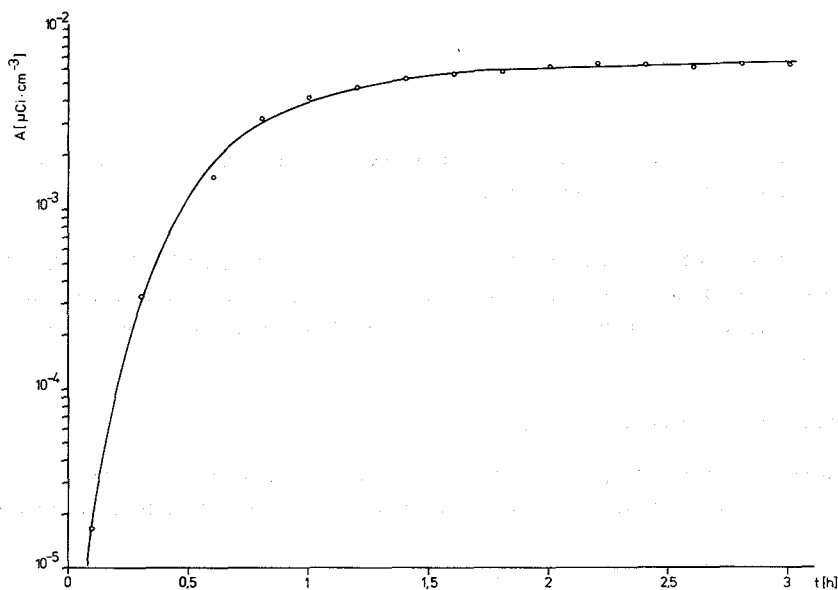


Bild 3: Tritiumkonzentration der Luft über dem geöffneten Transportbehälter

In Bild 3 ist die Tritiumkonzentration beim Öffnen des Transporteimers gegen die Zeit aufgetragen. In diesem Falle handelte es sich um einen Transporteimer, in welchem ein gebrauchtes Target etwa eine Woche lang aufbewahrt worden war.

Der Eimer befand sich beim Öffnen in einem Behältnis mit einem Volumen von etwa $0,2 \text{ m}^3$. Die Tritiumkonzentration in diesem Behältnis betrug maximal $6,5 \cdot 10^{-3} \mu\text{Ci} \cdot \text{cm}^{-3}$. Hieraus läßt sich abschätzen, daß die Tritiumabgabe beim Öffnen des Eimers einige mCi betragen hat.

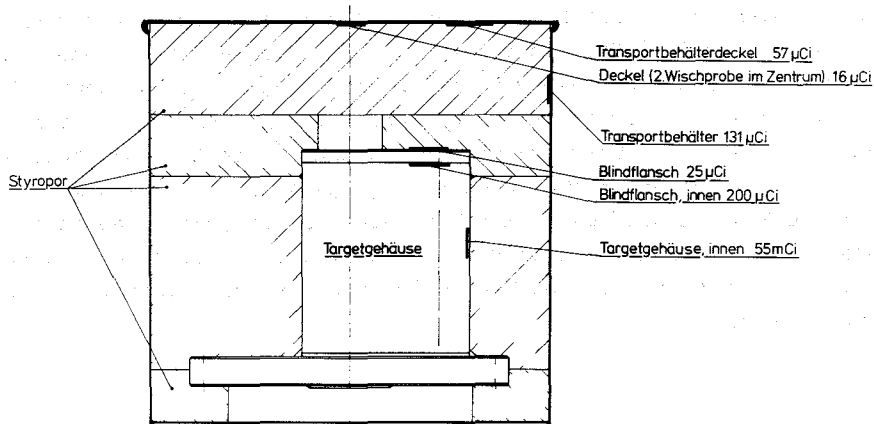


Bild 4: Ergebnisse der Kontaminationsmessungen im Innären von Transportbehälter und Targetgehäuse

Das Innere des Transporteimers erwies sich naturgemäß als kontaminiert. In Bild 4 sind die gemessenen Werte eingetragen, welche zwischen 16 und 131 μCi lagen. Die vom Hersteller der Targets im Transporteimer mitgelieferten Zertifikate waren ebenfalls stark kontaminiert ($\sim 300 \mu\text{Ci}$).

3. Ergebnisse der Urinüberwachung

Nach dem Targetwechsel wurden Urinproben der beteiligten Personen untersucht. Vor der Verwendung der Schutzhaube wurde bei einem der den Targetwechsel ausführenden

Tabelle 1:

Nr.	Funktion	^3H -Aktivität $\text{nCi} \cdot \text{ml}^{-1}$
1	Operateur	0.200
2	Operateur	0.300
3	Strahlenschutz- techniker	0.450
4	Strahlenschutz- techniker	0.400
5	Strahlenschutz- techniker	0.180
6	Strahlenschutz- techniker	0.160

Ergebnisse der Urin-Analyse nach dem Targetwechsel (Aktivität des Targets: 80 Ci)

Mitarbeiter eine Tritiumaktivität des Urins von $2,5 \mu\text{Ci} \cdot \text{l}^{-1}$ gemessen. Dies ist etwa ein Zehntel der Ausscheidungsrate von $23 \text{nCi} \cdot \text{ml}^{-1}$, welche dem für Dauerbelastung zulässigen MPBB-Wert entspricht. Durch Verwendung der Schutzhaube konnte dieser Wert um ein Zehntel gesenkt werden (s. Tabelle 1). Die Strahlenschutztechniker Nr. 3 und 4, welche das Beschleunigerlabor nur kurzzeitig betraten, um kurz nach dem Targetwechsel Wischproben zu nehmen, haben hierbei mehr Tritium inkorporiert als die Operateure, da sie keine Schutzhauben trugen.

4. Diskussion

Die Verwendung von Targets mit Aktivitäten von etwa 100 Ci ist ohne Gefährdung der Mitarbeiter möglich, wenn die folgenden Maßnahmen getroffen werden:

1. Spezielle Schutzkleidung für die Operateure beim Targetwechsel.
2. Besondere Entlüftung des Targetbereiches.
3. Ausreichende Luftwechselzahlen für den Beschleunigerraum.
4. Intensive Kontaminationskontrolle.
5. Ausbau der Targetscheibe aus dem Targetgehäuse in einer Handschuhbox.

Weiterhin sollten die Transportgefäße für Targets mit derart hohen Aktivitäten mit einer Vorrichtung versehen sein, welche das Entlüften des Behälters vor dem Öffnen ermöglicht.

5. Literatur

- 1 Beschleuniger-Targets, Informationsschrift der Firma Nukem Hanau, 1969;
- 2 Atemschutzhaube Casco, Informationsschrift der Firma Drägerwerk Lübeck P 1336.2, Dezember 1964;
- 3 Gibson, AERE-M 1169 (1963).

DISKUSSION

HACKE: Es wird auf die Gefahren hingewiesen, denen Kernphysiker bei der Produktion von 15 MeV-Neutronen durch die T-Targets ausgesetzt sind. Dieser Personenkreis ist sich z. B. der Gefahr durch Kontamination mit Tritium gar nicht bewußt!

SAUERMAN: Es war eines unserer Anliegen, mit unserem Erfahrungsbericht auf diese Gefährdung von Personen hingewiesen zu haben, welche oft keiner Inkorporationsüberwachung unterliegen, weil das Problem nicht erkannt wird.

NEIDER: Ich muß gestehen, daß mich die von Herrn Sauer mann mitgeteilten Meßergebnisse einigermaßen schockiert haben. Wir haben in der Bundesanstalt für Materialprüfung (BAM) seit 5 Jahren Erfahrung im Umgang mit Tritiumtargets für n-Generatoren. Allerdings betrug die max. Aktivität unserer Targets nur 20 Ci/Target. Wir haben Messungen der H-3-Aktivität der Luft unter verschiedenen Bedingungen gemacht und nur über dem geöffneten Behälter mit frischen Targets ein Überschreiten der MZK gemessen. Bei den bei einem Auswechsel der Platten der im n-Generator verwendeten Ionengetterpumpe beteiligten Personen wurden vor und nach der Tätigkeit Urinuntersuchungen auf H-3 vorgenommen. Es konnte keine Aktivität festgestellt werden.

Bei dieser Tätigkeit wurden keine besonderen Maßnahmen getroffen, sondern nur unter einem Abzug gearbeitet. Zur Erklärung der offensichtlichen Unterschiede der Messungen von Herrn Sauer mann und unseren Erfahrungen könnte evtl. auf die unterschiedlichen Gesamtaktivitäten hingewiesen werden. Bei der höheren Gesamtaktivität der Targets von Herrn Sauer mann ist möglicherweise das H-3 wegen der hohen Energieabgabe im Target selbst weniger festgebunden.

SAUERMAN: Es ist anzunehmen, daß das Vakuumsystem zum Zeitpunkt der Öffnung etwa 40 Ci gasförmigen Tritiums enthält. Es ist daher nicht überraschend, daß zu Beginn des Targetwechsels die zulässigen Konzentrationswerte, allerdings nur um den Faktor 5, überschritten werden.

Die von uns mitgeteilten Ergebnisse der Urin-Ausscheidungsmessungen liegen etwa um den Faktor 100 unter dem für Dauerbelastung zugelassenen Wert (23 mCi/ml) und um etwa den Faktor 1000 unter dem für einmalige Aufnahme in der Praxis verwendeten Wert von 330 nCi/ml. Die Dosisbelastung ist also extrem gering. Sie läßt sich weiter reduzieren, wenn die von uns vorgeschlagenen Maßnahmen zur Verhinderung der Aufnahme gasförmigen Tritiums beim Öffnen des Transportcontainers verwirklicht werden.

KISTNER: Erfahrungen zum Problem der Kontamination bei der Verwendung von Tritium-Targets an Beschleunigern sammelt die Abteilung für Strahlenhygiene des Bundesgesundheitsamtes, um sie für Empfehlungen für den Strahlenschutz bei derartigen Anlagen auswerten zu können.

NEUTRONENMESSUNGEN AN ABGEBRANNTEN Brennelementen

H.W.M. BRAUN

C.C.R. EURATOM, ISPRA

Bei der Handhabung von abgebrannten Brennelementen, Typ BR 2, eines mit Schwerwasser gekühlten und moderierten Brennelement-Testreaktors wurden unerwartet hohe Neutronen-Äquivalentdosisleistungen an der Oberfläche der Wechselmaschine gemessen, welche eine 35 cm starke ringförmige Bleiabschirmung besitzt.

Bei einer mittleren Restleistung von 2 kW zur Zeit der Messungen betrug die Äquivalentdosisleistung durch Neutronen bis zu 50 mrem/h in der Zone an der Oberfläche der Wechselmaschine, die den aktiven Teil des Brennelementes umschließt. An diesen Stellen wurden Gamma-Dosisleistungen von nur maximal 5 mR/h gemessen. An Stellen nicht homogener Abschirmung herrschten Neutronen-Äquivalentdosisleistungen von bis zu 200 mrem/h. Den Hauptanteil, etwa 60 %, stellten schnelle Neutronen, den Rest etwa zur Hälfte epithermische und thermische, gemessen mit dem AEG-Neutronenmonitor. Die Neutronen-Äquivalentdosisleistungen wurden mit einem Rem-Counter gemessen. Alle Messungen erfolgten Stunden oder Tage nach Abschalten des Reaktors. Die Anwesenheit von Schwerwasser in der Wechselmaschine war stets gering bis gänzlich unbedeutend, was ausschließt, daß ein wesentlicher Anteil des unerwartet hohen Neutronenflusses durch den Prozeß $D(\gamma, n)H$ zu erklären ist. Auch die Materialien der Wechselmaschine scheinen im Energiebereich der Gammastrahlen der Spaltprodukte keine (γ, n) -Prozesse zu machen. Somit ist die spezifische Herkunft der Neutronen noch zu bestimmen.

Erfahrungsgemäß werden Brennelementwechselmaschinen zur technischen Abnahme auf ihre Abschirmtauglichkeit mit einer Gammaquelle oder einem abgebrannten Brennelement lediglich auf ihre Gamma-Abschirmung überprüft. Neutronenflüsse einer Intensität wie im vorliegenden Fall sind durchaus beachtenswert, wenn die Betriebsmannschaft über mehrere Tage mit der Handhabung von Brennelementen beschäftigt ist. Die bei der Arbeitsvorbereitung abgeschätzten Strahlenbelastungen werden erheblich unterschätzt, wenn die mögliche Neutronendosis nicht berücksichtigt wird.

DISKUSSION

BRUNNER: Können es Photoneutronen aus dem Reaktormoderator sein?

BRAUN: Nein. Die Brennelementwechselmaschine war während der Messungen stets zum Reaktorkern hin ausreichend abgeschirmt. Die Bildung von Photoneutronen über (γ, n) -Prozesse mit Deuterium ist als vernachlässigbar klein anzusetzen, da die Brennelemente zur Zeit der Messungen trocken waren und das Kühlmedium (N_2) mehrfach ausgewechselt wurde. Hingegen ist zu vermuten, daß Spaltprodukte und Tritium über Reaktionen mit Strahlung der Spaltprodukte Neutronen liefern.

NACHTIGALL: Besteht nicht die Möglichkeit, daß Fehler im Meßverfahren liegen? Wie haben Sie die Beiträge der thermischen, intermediären und schnellen Neutronen gemessen?

BRAUN: Die Messungen, etwa 250 Meßpunkte, wurden mit mehreren Rem-Countern (Snoopy) sowie mit dem AEG-Neutronenmonitor durchgeführt. Die Übereinstimmung zwischen den gemessenen Neutronendosisleistungen und den Impulsraten der schnellen, epithermischen und thermischen Neutronen, umgerechnet auf mrem/h, war hinreichend gut.

HERRE: Beim Transport abgebrannter Brennelemente stellt man an der Außenseite des Transportbehälters n-Äquivalentdosisleistungen von 25-50 mrem/h je nach Abbrand fest. Hauptquelle der n-Strahlung ist das Plutonium (Pu-239, Pu-240, Pu-241). Dieser Effekt dürfte auch bei Ihren Messungen vorgelegen haben.

BRAUN: Verbindlichen Dank für diese Mitteilung. Berechnungen und Analysen müssen in unserem Fall jedoch noch erweisen, daß Transurane den wesentlichen Anteil an Neutronen liefern können.

ABSCHÄTZUNG DER LUNGENBELASTUNG INFOLGE INHALATION VON PuO_2 MIT HILFE VON AUSSCHIEDUNGSANALYSEN

H. SCHIEFERDECKER

GESELLSCHAFT FÜR KERNFORSCHUNG MBH, KARLSRUHE

MEDIZINISCHE ABTEILUNG

E. POLIG

GESELLSCHAFT FÜR KERNFORSCHUNG MBH, KARLSRUHE

INSTITUT FÜR STRAHLENBIOLOGIE

Zusammenfassung

Das neue Lungen-Modell der ICRP wird zur Abschätzung der Lungenbelastung bei einem Fall einer Inhalation von unlöslichem Plutoniumoxid herangezogen. Unter Annahme einer Clearance aus dem pulmonalen Kompartiment in den Magen-Darm-Trakt wird die Dosisbelastung abgeschätzt.

In dem beschriebenen Fall kann für den pulmonalen Teil auf eine deponierte Aktivität von ca. 1,6 nCi geschlossen werden.

1. Fallbeschreibung

Am 23. 2. 1972 wurde durch eine persönliche Fehlleistung eines Laboranten (Abweichen von einer Analysenvorschrift) außerhalb der Glove-Box offen mit einer Plutonium-Aktivität von ca. 3 mg PuO_2 (ca. 0,5 mCi α -Aktivität) umgegangen. Dabei kontaminierte die Person den Raum, die Luft und sich selbst erheblich.

Die sofort eingeleitete Untersuchung der Urin- und Stuhlproben zeigte, daß in den ersten 6 Tagen ca. 1 nCi α -Aktivität im Stuhl ausgeschieden wurde (s. Abb. 1). Später wurde ca. 1 pCi α -Aktivität im täglichen Stuhl gefunden. Die Urinproben lagen mit zwei Ausnahmen in der Größenordnung der Nachweisgrenze des Analysenverfahrens von 0,1 pCi / Probe [2].

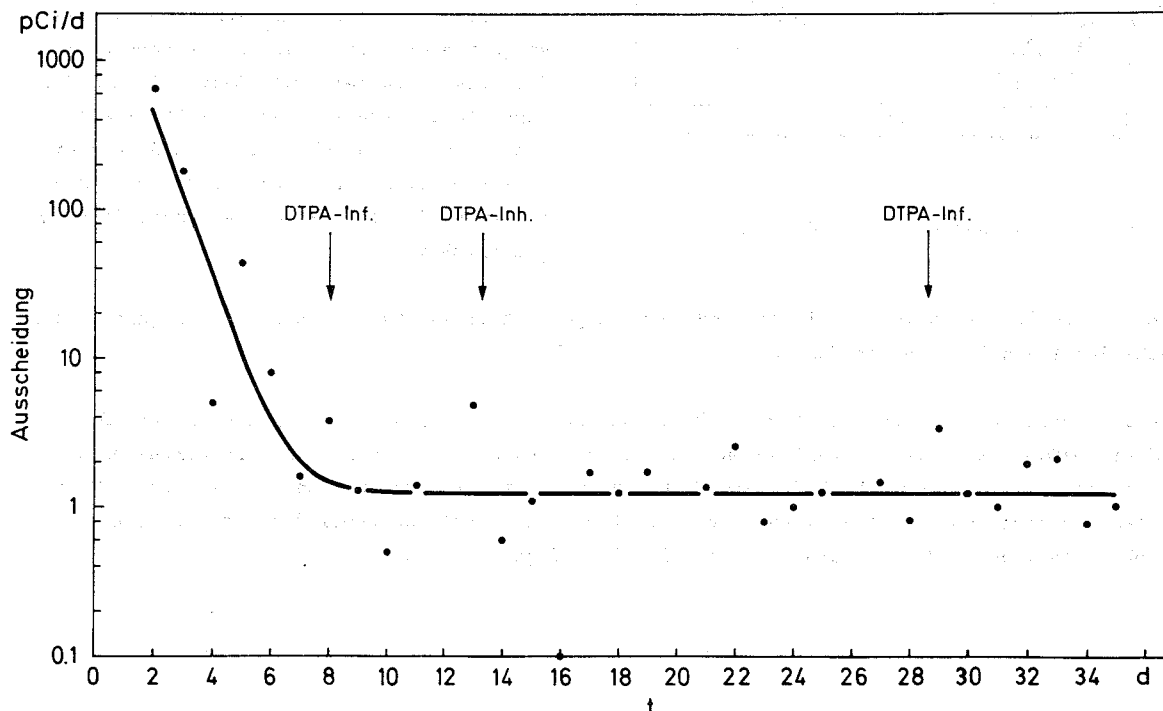


Abb. 1 Zeitlicher Verlauf der täglichen Plutoniumausscheidung im Stuhl

Zwei i.v.-Infusionen und eine Inhalation von je 2 g $\text{Na}_3[\text{Ca-DTPA}]$ (Ditripentat[®]-Heyl), bei denen weder bei der Infusion noch bei der Inhalation unerwünschte Nebenerscheinungen auftraten, führten zu keiner wesentlichen Ausscheidungsintensivierung, was für die schwere Mobilisierbarkeit des Lungendepots spricht. Es konnte daraus geschlossen werden, daß die inhalierte Substanz schwerlöslich und im Lungen-Modell der ICRP [1] mit Verbindungsklasse Y vergleichbar sein dürfte.

Die Ergebnisse der Stuhlanalysen nach dem Zwischenfall wurden für eine Abschätzung der Lungenbelastung des pulmonalen Kompartiments herangezogen (Abb. 1).

2. Grundlagen

Nach den Angaben der Task Group on Lung Dynamics der ICRP [1] werden die Atemwege in drei Kompartimente unterteilt, aus denen in unterschiedlichem Maße ein Übergang in den Magen-Darm-Trakt erfolgt. Die schematische Darstellung der drei Kompartimente zeigt die Abb. 2.

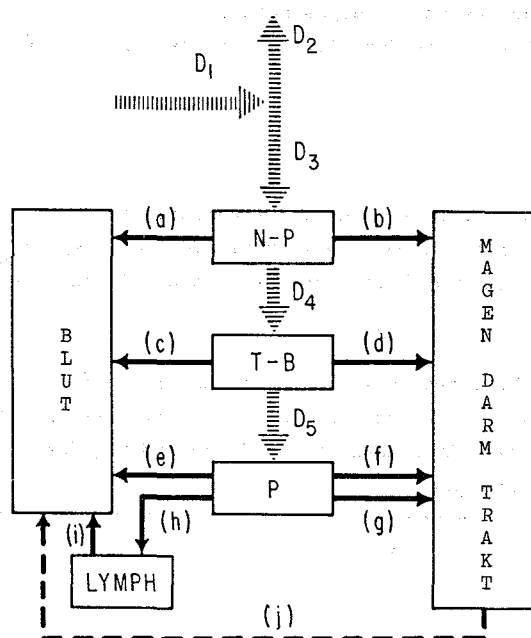


Abb. 2 Lungen-Modell der ICRP aus [1]

Der obere Teil wird als Naso-Pharyngeal-Kompartiment (N-P) bezeichnet und umfaßt den gesamten Nasen-Rachen-Raum bis zur Epiglottis (Kehledeckel).

Das zweite Kompartiment (T-B) besteht aus dem Tracheal- und Bronchialbaum bis hinunter zu den terminalen Bronchiolen. Beide Kompartimente gehören zum Epithelialbereich des Atemtrakts, sind auf ihren Oberflächen mit Cilien und Schleim bedeckt und stellen den sogenannten toten Raum des Atemtrakts dar.

Das dritte Kompartiment (P) wird als Pulmonal-Kompartiment bezeichnet. Es umfaßt die respiratorischen Bronchiolen, die Alveolargänge und die Alveolen. Dieser Bereich ist der Funktionsbereich der Lunge, in dem der Gasaustausch stattfindet. Die Oberfläche besteht aus Epithel ohne Cilien und ohne die im T-B-Bereich vorhandenen sekretorischen Elemente, die eine schnelle Lungenreinigung ermöglichen.

Aerosole, die in die Atemwege gelangt sind, werden je nach ihren physiko-chemischen Eigenschaften verschieden schnell wieder entfernt.

Die biologischen Halbwertszeiten für den Übergang von den einzelnen Kompartimenten in das Blut, den Magen-Darm-Trakt oder die regionalen Lymphknoten, sowie die Aufteilung in die einzelnen Subkompartimente sind in der Abb. 3 für drei Substanzen mit verschiedenen physiko-chemischen Eigenschaften zusammengestellt. Die Klasse D stellt eine leicht lösliche Verbindung, die Klasse W eine mäßig lösliche und die Klasse Y eine unlösliche Verbindung dar.

Abb. 3 Konstanten für das Clearance-Modell der Lunge nach ICRP [1]

Kompartiment		Klasse(D)	Klasse(W)	Klasse(Y)
N-P	(a)	4 min/0.50	4 min/0,10	4 min/0.01
	(b)	4 min/0.50	4 min/0.90	4 min/0.99
T-B	(c)	10 min/0.50	10 min/0.10	10 min/0.01
	(d)	10 min/0.50	10 min/0.90	10 min/0.99
P	(e)	30 min/0.80	90 Tage/0.15	360 Tage/0.05
	(f)		24 Std /0.40	24 Std /0.40
	(g)		90 Tage/0.40	360 Tage/0.40
	(h)	30 min/0.20	90 Tage/0.05	360 Tage/0.15
Lymphknoten	(i)	30 min/1.00	90 Tage/1.00	360 Tage/0.10

Bemerkung: Der erste Wert stellt die biologische Halbwertszeit dar, der zweite den regionalen Anteil. Die lymphatische Clearance für Stoffe der Klasse Y bedeutet, daß 10 % des regionalen Anteils einer biologischen Halbwertszeit von 360 Tagen folgt, während die verbleibenden 90 % ständig in den Lymphknoten verbleiben und nur durch radioaktiven Zerfall abnehmen.

Die schnelle Clearance der Lunge bei Belastung mit unlöslichen Verbindungen erfolgt durch Räumung der Teilkompartimente N-P, T-B und P mit biologischen Halbwertszeiten von 4 Minuten bis 24 Stunden. Für Verbindungen des Typs Y sollten daher die ersten beiden Kompartimente nach einigen Tagen geräumt sein, wobei die Hauptmenge über den Magen-Darm-Trakt im Stuhl ausgeschieden wird.

Im Pulmonal-Kompartiment P verbleibt eine Teilmenge, die mit einer biologischen Halbwertszeit von 360 Tagen über den Magen-Darm-Trakt im Stuhl erscheint. Dieser im Modell (Abb. 2) mit g bezeichnete Übergang erfolgt im Verlauf eines zweiten pulmonalen Clearance-Prozesses, der durch Endocytose und einen anschließenden ciliaren Transport bedingt ist. Mit der gleichen Geschwindigkeit gelangt ein Teil in das Blut (5 %) und ein anderer (15 %) in die pulmonalen Lymphknoten.

Aus der im Stuhl ausgeschiedenen Menge kann mit Hilfe des geschilderten Lungen-Modells aus den Übergängen f und g (Abb. 2) auf den zeitlichen Verlauf der Belastung dieses Kompartiments geschlossen werden.

3. Abschätzung der inhalierten Aktivität und Dosisberechnung

Die Ausscheidungsdaten deuten auf die Existenz zweier Eliminationsprozesse aus dem pulmonalen Kompartiment hin : eines langsam, mit der Halbwertszeit von 360 Tagen verlaufenden (entsprechend der Angabe des Lungen-Modells) und eines schnell verlaufenden mit der Halbwertszeit von 0,53 Tagen. Die im Lungen-Modell für den Ausscheidungsweg f postulierte Konstante von 1 Tag beschreibt die Daten nicht so gut.

Als Hypothese wurde angenommen, daß im naso-pharyngealen (N-P) und im tracheo-bronchialen (T-B) Kompartiment nach einem Tag keine wesentliche Aktivität mehr deponiert war. Der Verlauf der täglichen Ausscheidung (Abb. 1) stellt die differenzierte Retentionsfunktion der pulmonalen Kompartimente dar, mit einer durch die Magen-Darm-Passage bedingten zeitlichen Verschiebung. Aus den Angaben des Lungen-Modells und den Ausscheidungsdaten ergibt sich eine deponierte Aktivität von

1,6 nCi in der Lunge *)

und für die Magen-Darm-Passage eine Zeit von 37 Stunden. Letzteres ist in guter Übereinstimmung

*) Details der Analyse in einer nachfolgenden Publikation

mit dem von Eve [3] gefundenen Wert von 42 Stunden. Mit den Halbwertszeiten λ_f , λ_g , λ_h , λ_e und der deponierten Aktivität von 1,6 nCi läßt sich die Retentionsfunktion des P-Kompartiments und der zeitliche Verlauf der Aktivität im Magen-Darm-Trakt berechnen.

Eine Akkumulationsphase im Magen-Darm-Trakt führt zunächst zu einer maximalen Aktivität von 580 pCi. Diese Phase wird nach 37 Stunden - der Zeit für eine Magen-Darm-Passage - durch die fäkale Ausscheidung abgebrochen, die den Aktivitätspegel sehr rasch - in ca. 10 Tagen - auf den niedrigen Wert von 1,8 pCi absenkt.

Aus dem zeitlichen Verlauf der Kompartiment-Inhalte kann die jeweilige Dosis berechnet werden. Dazu ist die Kenntnis der effektiven Energie $\bar{E} = E \times RBW$ nötig, wobei E die Zerfallsenergie und RBW die relative biologische Wirksamkeit bedeuten.

Die inkorporierte Substanz bestand aus einem Isotopengemisch von Pu-238, -239, -240, -241, -242. Zur Berechnung der effektiven Energie des Gemisches wurden die Werte der reinen Isotope [4] mit der relativen Zählrate gewichtet und gemittelt.

Für die Lunge ergibt sich

$$\bar{E} = 54,0 \text{ MeV}$$

für den Magen-Darm-Trakt

$$\bar{E} = 0,54 \text{ MeV}$$

Als Organmasse wurde für das pulmonale Kompartiment 500 g [5] und für den Magen-Darm-Trakt 1000 g [3] angenommen.

Die Gesamtbelastung des pulmonalen Kompartiments wurde für $t = 50$ Jahre zu 2940 mrem berechnet (s. Abb. 4).

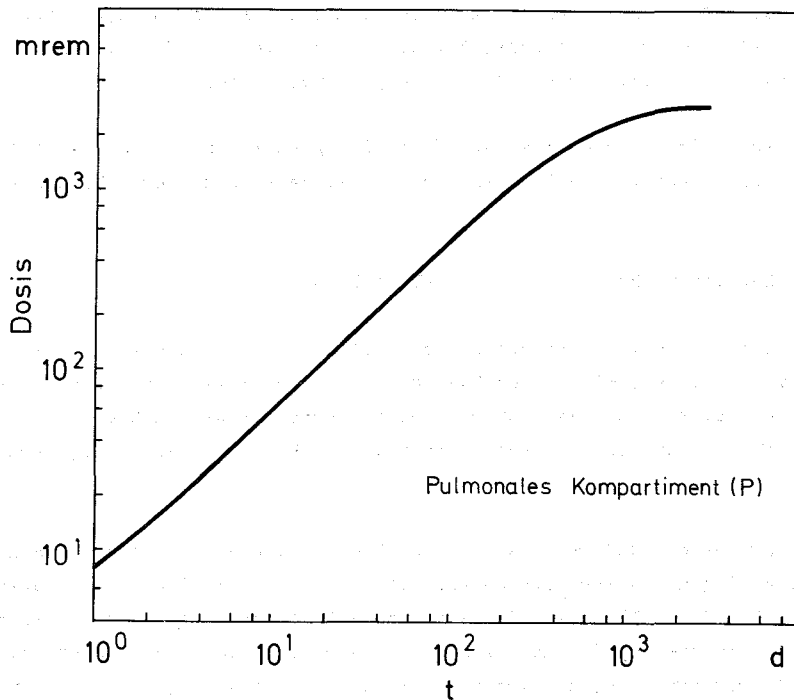


Abb. 4 Absorbierte Dosis im pulmonalen Kompartiment

Der Teil des pulmonalen Kompartiments, der über den Magen-Darm-Trakt geräumt wird, passiert das tracheo-bronchiale Kompartiment (T-B) und führt damit zu einer Strahlenbelastung dieses Kompartiments, auch wenn es als eigentliches Depot bei der Inhalation nicht in Frage kommt.

Die Berechnung ergibt eine im Vergleich zur Belastung des pulmonalen Kompartiments geringe Dosis von 0,39 mrem. Der Berechnung wurde eine Masse von 400 g und eine Passagezeit von einer Stunde [5] zugrunde gelegt.

Im Magen-Darm-Trakt wird während der Akkumulationsphase eine Strahlendosis von 0,19 mrem abgegeben. Durch die folgende rasche Absenkung des Aktivitätsniveaus wird in späteren Zeiten kein wesentlicher Beitrag zur Gesamtbelastung von 0,23 mrem mehr geleistet.

4. Ergebnisse und Diskussion

Für den unter 1. beschriebenen Fall einer Plutonium-Inhalation läßt sich mit Hilfe des Lungen-Modells der ICRP Task Group eine Belastung des pulmonalen Kompartiments der Lunge von 1,6 nCi α -Aktivität errechnen.

Dieser Wert stimmt relativ gut mit den Ergebnissen einer Abschätzung in einem ähnlichen in [6] publizierten Fall überein. Dort wurde durch in-vivo-Messungen festgestellt, daß eine Lungenbelastung von ca. 1 nCi einem täglichen Stuhlgehalt von ca. 1 pCi entsprach.

Auch die dort aufgestellte Regel, daß die in den ersten vier Tagen im Stuhl ausgeschiedene Menge mit der späteren Lungenbelastung vergleichbar ist, ist in unserem Fall bestätigt worden, obwohl bei uns keine Untersuchungen über die Korngrößenverteilung des inhalierten Aerosols gemacht wurden.

Als sogenanntes "dose-commitment" für die pulmonale Belastung wurden 2,9 rem ermittelt. Die entsprechenden Dosen für das T-B-Kompartiment und den Magen-Darm-Trakt sind um Größenordnungen geringer. Die Zeit für die Magen-Darm-Passage ist 37 Stunden.

Abschließend kann festgestellt werden, daß für den Fall einer Inhalation von unlöslichen Verbindungen die Abschätzung der Lungenbelastung aus Stuhlanalysen leichter möglich ist als durch Urinanalysen.

Literatur:

- [1] Deposition and Retention Models for Internal Dosimetry of the Human Respiratory Tract
Health Physics 12 (1966) 173-205
- [2] H. Schieferdecker, KFK 810 (1968)
- [3] I. S. Eve, Health Physics 12 (1966) 131
- [4] ICRP Pub. 2 (1959) 109
- [5] W. S. Snyder, Proc. Bio-Assay Anal. Chem. Meeting, Gatlinburg, Tenn. (1966) 74
- [6] D. Ramsden, M. E. D. Bains, D. C. Fraser
"In-Vivo" and Bioassay Results from two Contrasting Cases of Plutonium-239 Inhalation
Health Physics 19 (1970) 9-17; AEEW-R 633 Rep. 53 (1969)

V. SITZUNG

MEDIZINISCHE ASPEKTE

VORSITZENDER: H. KRIEDEL

BERUFLICH BEDINGTE STRAHLENSCHÄDEN IN DER BUNDESREPUBLIK DEUTSCHLAND VON 1953-1969

G. RAHM

DER STAATLICHE GEWERBEARZT, DÜSSELDORF

Wenn über berufsbedingte Strahlenschäden berichtet werden soll, müssen zunächst einmal einige Punkte vorher erläutert werden.

Die ausgewerteten Schadensfälle wurden im Berufskrankheitsverfahren von den Staatlichen Gewerbeärzten Deutschlands bearbeitet. Sie gehören einem bestimmten Personenkreis an, nämlich dem, die bei einer Berufsgenossenschaft gegen Arbeitsschäden versichert sind. Bei Beamten werden Strahlenschäden als Dienstbeschädigung gewertet.

Kriterien eines Strahlenschadens im Berufskrankheitsverfahren

Um einen Strahlenschaden als Berufskrankheit - jetzt gemäß Ziffer 27 der 7. BKVO - anerkennen zu können, sind mehrere Voraussetzungen zu erfüllen:

1. Es muß tatsächlich eine Strahlenbelastung vorgelegen haben.
2. Der Schaden muß dem Ort der Schädigung, der Form und dem Zeitablauf der Strahleneinwirkung entsprechen.
3. Die Strahleneinwirkung muß mit der Arbeit in einem direkten Kausalzusammenhang stehen.
4. Für die Berufserkrankung muß eine Wahrscheinlichkeit vorliegen, daß sie durch ionisierende Strahlen ausgelöst wurde.
5. Der Geschädigte muß bei einer Berufsgenossenschaft versichert sein.

Zu diesen Punkten sind noch einige Erklärungen erforderlich.

- Zu 1) Man sollte heute annehmen, daß die Strahlenbelastung einer beruflich exponierten Person leicht und einfach zu erhalten ist. Doch bereits hier fangen die Schwierigkeiten an. Nach Verordnung ist das Tragen von Dosimetern nur Personen im Umgang mit radioaktiven Stoffen zwingend vorgeschrieben. Zudem muß bedacht werden, ob die Anzeige des Meßsystems für den Schaden verwertbar ist. Bei sehr inhomogener Strahlenbelastung kann die Anzeige des Dosimeters sehr erheblich von der lokalen Strahlenexposition abweichen. Dies gilt besonders bei stark eingeeengten Strahlenbündeln hoher Dosisleistung. Zudem ist immer die Feststellung notwendig, ob ein Dosimeter auch wirklich getragen wurde. Neben der Feststellung der erhaltenen Film- oder Stabdosisimeterwerte sollte bei dem Verdacht oder bei dem Vorliegen eines Strahlenschadens immer eine genaue Ermittlung aller Bedingungen durchgeführt werden, wie es zum Schaden kam, welche Dosis bei den vorliegenden Parametern zu erwarten ist. Ein Vergleich der abgeschätzten Werte mit den gemessenen Werten und der biologischen Reaktion sind später wichtige Grundlagen einer Beurteilung. Für den Arzt sind die Folgen des Strahlenschadens, die Art und der zeitliche Ablauf des Schadens ein brauchbares biologisches Dosimeter. Dazu sind natürlich

die verschiedenen Strahlungsbedingungen unbedingt erforderlich. Sonst sind erhebliche Fehlschätzungen möglich. Die Aussagekraft des biologischen Dosimeters ist relativ grob und kann nur zwischen geringer, mäßiger und hoher Strahlenbelastung unterscheiden.

- Zu 2) Der Strahlenschaden muß am Ort der Höchstbelastung primär liegen und die Beurteilung dieses Komplexes ist eine vorwiegend ärztliche Aufgabe.
- Zu 3) Die Strahleneinwirkung muß mit der Arbeit im Kausalzusammenhang stehen. Damit werden alle Strahlenfolgen ausgeschlossen, die der Geschädigte als Patient durch ärztliche Indikation erhalten hat. Ebenso diejenigen, die durch Zweckentfremdung ionisierender Strahlen entstehen. Diese Schäden sind zwar strahlenbedingt aber nicht mehr berufsbedingt.
- Zu 4) Die angeschuldigte Krankheit muß durch ionisierende Strahlen ausgelöst werden können. Diese Beurteilung ist eine rein ärztliche Entscheidung, die ein Wissen um die biologische Wirkung ionisierender Strahlen voraussetzt. Es muß überlegt werden: können auch andere Ursachen das gleiche Krankheitsbild auslösen, paßt der vorliegende Krankheitsablauf zum Bilde eines Strahleninsultes und ist die erhaltene Dosis ausreichend das vorliegende Krankheitsbild hervorzurufen. Zur Anerkennung wird eine Wahrscheinlichkeit gefordert. Alle individuellen Faktoren des Patienten und alle Parameter der Strahleneinwirkung müssen hierbei berücksichtigt werden.

Eine Entscheidung kann unter Umständen sehr schwierig werden, vor allem dann, wenn Dosisbelastungen nicht bekannt sind. Andererseits kann nicht allein die Tatsache, daß der Betroffene eine strahlenexponierte Person war, dazu verwendet werden, die Erkrankung ohne weiteres als strahlenbedingt anzunehmen.

Statistische Unterlagen

Ausgewertet konnten für den Zeitraum 1953 - 1969 nur die Erkrankungen werden, die einmal nach der BKVO gemeldet und anerkannt wurden und zum anderen bei den verschiedenen Gewerbeärzten Deutschlands noch erfaßbar waren. In einzelnen Ländern wurden die Akten nach 10 Jahren bereits vernichtet, in anderen war die Aktenablage umorganisiert worden, so daß die älteren Akten nur unter sehr erheblichem Zeitaufwand hätten gefunden werden können. Die dadurch bedingte Fehlquote liegt nach Abschätzungen um 10 anerkannte Fälle. Sicher dürfte sein, daß die tatsächliche Anzahl der Berufserkrankungen durch ionisierende Strahlen höher ist als die Zahl der hier ausgewiesenen. Über die Größe der Dunkelziffer kann aber keine nähere Angabe gemacht werden. Sie dürfte aber nicht übermäßig groß sein.

Statistische Angaben

Einen groben Überblick bringt Tabelle 1a.

	Anzahl			Beruf				Strahlungsart				
	männlich	weiblich	unbekannt	Industrie	Forschung	Kochkunst	Bergbau	Röntgenstr.	Röntgen	Röntgen-med.	Nuklide	Bestrahlung
A Allgemeine Strahlenreaktion	2	-	-	1	-	1	-	-	-	1	1	-
B ₁ Akuter Hautschaden	48	42	6	26	18	4	-	30	1	5	9	3
B ₂ Chron. Hautschaden	51	34	17	6	-	45	-	-	4	39	10	-
B ₃ Hautschaden u. weit. Organschaden	3	3	-	2	-	1	-	-	1	1	1	-
C Blutschaden	24	7	17	5	-	19	-	-	1	17	7	-
D Lungenkrebs	12	12	-	-	-	-	12	-	-	-	12	-
E Sonstige	11	8	3	4	1	5	1	-	2	4	5	-
	151	108	43	44	19	75	13	30	9	67	45	3

Von den insgesamt 151 ausgewerteten Strahlenschäden waren

2	allgemeine Strahlenreaktionen	1,3 %	
48	akute Hautschäden	31,8 %	} = 67,6 %
51	chronische Hautschäden	33,8 %	
3	Hautschäden + weitere Organschäden	2,0 %	
24	Blutbildveränderungen	15,9 %	
12	Lungenkrebs	7,9 %	
11	sonstige Strahlenschäden	7,3 %	

Die Hautschäden allein stellen 2/3 aller Schäden (102:151). Männer waren häufiger als Frauen davon betroffen im Verhältnis 5:2 (108:43).

Schädigungen des Blutbildes traten bei Frauen wesentlich häufiger auf als bei Männern. Sie stellen 70% aller dieser Veränderungen. Die Ursachen dafür dürften darin liegen, daß das blutbildende Organ der Frauen physiologischerweise erheblich stärker belastet ist als das der Männer.

Auch bei den chronischen Hautschäden ist der weibliche Anteil über dem Durchschnitt und ist bedingt durch die große Anzahl des Hilfspersonals in medizinischen Betrieben (Med.techn. Assistentinnen, Röntgenhelferinnen, Röntgeschwestern, Krankenschwestern, Arzthelferinnen).

Röntgenstrahlenschäden kommen in bestimmten Berufszweigen besonders häufig vor. Der akute Hautschaden dominiert in Industrie und Forschung, chronischer Hautschaden und Blutbildveränderungen vorwiegend in der Medizin.

Von den 151 Strahlenschäden kamen 44 in der Industrie, 19 in der Forschung, 75 in der Medizin, 13 im Bergbau vor. Demnach ist die Medizin immer noch die Sparte, die am höchsten mit Strahlenschäden belastet ist.

Als schädigende Strahlenquellen konnten ermittelt werden:

30 mal Röntgenfeinstrukturgeräte, die stets akute Hautschäden hervorriefen,
 9 mal Röntgengeräte ohne nähere Spezifizierung,
 67 mal medizinische Röntgengeräte (Diagnostik und Therapie) mit den Schwerpunkten chronischer Hautschaden und Blutbildveränderungen,
 45 mal radioaktive Stoffe, die sich relativ gleichmäßig über alle Strahlenschadensformen verteilen, Ausnahme bei den Lungenkrebsen,
 3 mal Beschleunigeranlagen.

Nur in wenigen Fällen war mehr als eine Schadensquelle die Ursache. 3mal war Radium und Röntgenstr. zusammen die auslösende Ursache. Röntgengeräte insgesamt stellen einen Anteil von annähernd 70% aller Schadensquellen (106:154). Bei den Beschleunigeranlagen handelt es sich um je einen van de Graaff-Beschleuniger, Elektronenstrahlbeschleuniger und Protonenbeschleuniger in der Forschung.

Besprechung der Schadensformen, Ursache des Schadens und Möglichkeit, ihn zu verhindern.

A. Allgemeine Strahlenreaktion: Sie kam nur 2mal vor. Es wurden ein Arzt und ein Materialprüfer betroffen.

Die Analyse der beiden Vorkommnisse zeigt deutlich, daß Mangel an Einweisung und Unkenntnis der Bedienung von Strahlengeräten leicht einen Strahlenschaden auslösen kann.

B₁ Akute Hautschäden.

Die akuten Hautschäden lassen sich sehr häufig auf einen bestimmten Tag genau festlegen. Von den 48 verzeichneten Schäden waren 30 mal = 62,5 % Röntgenfeinstrukturgeräte die Schadensquelle. Bei diesen an sich sicheren Strahlenquellen muß eine Besonderheit jedoch hervorgehoben werden, ihre hohe Dosisleistung. Kommt man dann gewollt oder ungewollt in den Primärstrahlengkel in der Nähe der Röhre, dann reichen wenige Sekunden aus, um Dosen von Tausend und mehr R weiche Röntgenstrahlung zu erhalten. Gerade im Bereich von 40 - 60 kV Spannung ist die Dosis für einen Hautschaden in einem Minimum.

Drei Ursachen kamen hierbei immer wieder vor:

1. Beim Justieren kamen die Finger in den Primärstrahl.
2. Es wurde vergessen oder nicht beachtet, daß mehr als 1 Fenster an der Röhre offen war.
3. Bei Reinigungsarbeiten an Fluoreszenzspektographen wurde nach Öffnen des Probenwechslers bei eingeschalteter Röhre in den Strahlengang gefaßt.
Am häufigsten waren Diplomphysiker (8 mal), dann Laboranten (6 mal) und Diplom-Ingenieure (4 mal) davon betroffen.

Die Ursache für die Schadensvorgänge läßt eindeutig 2 Kardinalgründe erkennen. Einmal menschliches Versagen und zum anderen technisch unzureichend gesicherte Geräte. Wenn auch bei diesen 30 Fällen nur 6 Personen einen schwereren Schaden erlitten, der 4mal zu einer Dauerrente führte, so kann es doch nicht dazu führen, daß die Arbeit mit Röntgenfeinstrukturgeräten nicht sicherer zu machen wäre.

Weitere 6 akute Strahlenschäden geschahen an anderen Röntgengeräten, wobei die medizinischen Röntgengeräte 5 mal vertreten waren. Es betraf je 1 Elektroingenieur, 1 Med.techn. Assistentin, 1 Materialprüfer, 1 Sprechstundenhilfe und 2 Ärzte. Dazu die verschiedenen Fälle (s.Anhang).

9 mal waren radioaktive Stoffe die Schadensquelle

- 3 mal ⁶⁰Co, davon 2 Hochcuriequellen
- 2 mal ¹⁹²Ir in der Werkstoffprüfung
- 2 mal Harwell-Kapseln
- 1 mal ⁹⁰Sr offen
- 1 mal Al- Target.

Vorwiegend unsachgemäßes Arbeiten war die Schadensursache.

Bei den 3 verschiedenen Beschleunigeranlagen kamen die daran Arbeitenden ungewollt in den Strahlengang.

Die Schadensfolgen waren meist ohne bleibende Folgen. Nur die sehr hohen Belastungen führten zu einem Dauerschaden und auch zu einer Dauerrente (7 Personen). Bei 6 mußten Operationen die Strahlenfolgen beseitigen.

B₂ Chronische Strahlenschäden.

Sie kommen mit wenigen Ausnahmen in der Medizin vor und werden durch eine Vielzahl kleiner Einzeldosen über Jahre hinweg hervorgerufen. Nur 6 Fälle ereigneten sich in der Industrie.

Berufliche Verteilung:

- 29 Ärzte (28 Männer, 1 Frau)
- 15 Hilfspersonal, alle weiblich
- 1 Dipl.Physiker
- 1 Dipl.Chemiker
- 3 Techniker
- 1 Materialprüfer
- 1 Mechaniker

Strahlenquellen: 34 mal röntgendiagnostische Geräte, davon
 16 mal in Verbindung mit Kryptoskop
 5 mal Röntgentherapiegeräte
 10 mal ^{226}Ra (2 mal offen)
 4 mal Röntgengeräte
 1 mal ^{90}Sr
 1 mal Mesothor
 Davon 1 mal $^{226}\text{Ra} + ^{90}\text{Sr}$
 1 mal $^{226}\text{Ra} + \text{Rö}$
 1 mal $^{226}\text{Ra} + \text{Rö} + \text{Mesothor}$.

Schadensfolgen: In 17 Fällen entstand durch die chronische Strahlenbelastung ein Hautcarcinom und 2mal der dringende Verdacht. 24 Personen erhalten eine Rente über 20% MdE, bei 7 Personen hat sich der Zustand verschlechtert, nur in 1 Fall trat eine Besserung ein.

Die Ursachen waren nur in 4 Fällen in einem unzureichenden apparativen Strahlenschutz gelegen (2mal Leckstrahlung) in der Hauptsache aber in der Kombination unzureichender funktioneller und apparativer Strahlenschutz. 16 mal Kryptoskop, sonst sehr häufig sehr alte Röntgengeräte mit zum Teil offener Hochspannungszuführung. 10 mal war mangelnde Ausbildung oder unsachgemäßes Arbeiten die Ursache.

Bis auf 2 Personen war die Strahlenarbeit vor 1961 aufgenommen worden. Die Expositionszeit schwankte zwischen 2 Monaten und 52 Jahren, im Mittel bei 16,2 Jahren (50 Fälle).

B₃ Hautschaden in Verbindung mit anderen Organschäden.

In dieser Gruppe kamen 3 Fälle vor. Ein Radiologe zog sich durch Strahlenarbeit ab 1905 einen Hautkrebs und eine Leukaemie zu. Die beiden anderen Geschädigten waren in der Industrie beschäftigt. Ein Röntgenröhrenpumper, der ab 1921 unter unzulänglichem technischen Strahlenschutz Rö - Röhren evakuieren und prüfen mußte und sich dann einen Hautkrebs im Gesicht und einen Strahlenkatarakt zuzog. Schließlich steckte ein Montagemeister 9 Ci ^{192}Ir in die Hosentasche ohne Kenntnis der Gefahr, nachdem eine Prüffirma unbemerkt die Strahlenquelle verloren hatte. Es entstand eine schwere Muskelnekrose beider Oberschenkel, Gonadenschädigung und Ganzkörperbelastung. Der Mann war 1 1/2 Jahre arbeitsunfähig.

2 Todesfälle kamen hier vor, davon 1 Selbstmord (Rö-Röhrenpumper)

C) Hämatologische Veränderungen.

Die Schädigungen des blutbildenden Organs erfolgte fast ausnahmslos über eine Ganzkörperbelastung. Ausnahmen sind Inkorporation radioaktiver Stoffe, die sich im Skelettsystem anreichern.

Von den 24 betroffenen Personen waren es 17 mal Frauen und nur 7 mal Männer, vorwiegend ärztliches Personal.

Am häufigsten traten reine Leucopenien auf	7
dann folgten:	
Leucaemien	4
Knochenmarkschädigung bis zum vollständigen Versagen	4
reine Anaemien	3
reine Thrombopenien	2
Leucopenie mit Thrombopenie	2
Leucopenie mit Anaemie	2

In dieser Gruppe starben 6 Personen an ihrem Schaden; 4 an der Leukämie und 2 an einer aplastischen Anämie.

19 mal kam es in medizinischen Betrieben und 5 mal in der Industrie zu diesem Schaden.

Schadensquellen waren:

18 mal	Rö- und (1 mal Therapie)
3 mal	^{226}Ra umschlossen
1 mal	^{226}Ra offen und ^{210}Pb offen
1 mal	^{192}Ir und ^{60}Co umschlossen
2 mal	^3H offen
1 mal	Röntgengrobstruktur.

Expositionszeiten zwischen 14 Monaten bis zu 28 Jahren, im Mittel 11,2 Jahre. Bei 2 Personen konnte eine Expositionszeit nicht ermittelt werden.

Eine Dauerrente erhalten 4 Personen. Auffällig ist, daß nach 1966 kein hämatologischer Schaden mehr gemeldet wurde.

Als Ursachen für den Schaden wurden 3 mal unsachgemäßes Verhalten durch Mangel an Ausbildung, 4 mal unzureichender technischer Strahlenschutz, 13 mal falsches Verhalten und unzureichender technischer Schutz gefunden.

D) Lungenkrebe bei Uranbergarbeitern.

Es waren hier 12 Männer betroffen, die vorwiegend im Anschluß an den letzten Krieg in den Gruben im Erzgebirge das Uran abbauen mußten und dabei dem Radon ausgesetzt waren.

Leider wurden für die Expositionszeit keine Angaben über die Konzentration des radioaktiven Stoffes gemacht, so daß bei den relativ kurzen Expositionszeiten, 5 - 14 Jahre nur 1 mal 27 Jahre, eine Dosisabschätzung nicht möglich war. Zur Zeit der Begutachtung durch die Gewerbeärzte in der BRD waren bereits 9 Personen gestorben.

E) Sonstige Schadensformen.

Zu diesem Formenkreis gehören 11 Vorkommnisse.

Aus der Medizin stammen	5 Fälle	3 Männer	2 Frauen
Industrie	5 Fälle	4 "	1 Frau
Forschung	1 Fall	1 Mann	

Schadensquellen:

4 mal	med. Rö-Geräte (2 x Therapie)
1 mal	Rö-Grobstruktur
1 mal	Radar mit Sekundär-Rö-Strahlung
5 mal	radioaktive Stoffe
2 mal	^{226}Ra umschlossen
1 mal	^{226}Ra offen u. ^3H offen
1 mal	Uran angereichert
1 mal	^{192}Ir .

Schadensfolgen:

4 mal	Strahlenkatarakt
2 mal	Dosisüberschreitung ohne sofortige Folgen
1 mal	Kastration
1 mal	Gonadenschaden
1 mal	Augenbelastung mit max. 100 rem
1 mal	Teilkörperbelastung bis 200 R
1 mal	Exacerbation einer Lungentuberkulose

5 Personen erhielten eine Entschädigung. Doch hier muß ergänzt werden, daß bei manchen dieser Fälle heute eine echte Strahlenschädigung nicht mehr angenommen werden kann.

Die Analyse der Schadensursachen bringt Tabelle 1b.

	Allgemeine Strahlenschädigung	Acute Hautsch.	Chron. Hautsch.	komb. Hautsch.	Blut	Lunge	Sonstige	Summe
Unsachgemäßes Verhalten durch unzureichende Ausbildung oder Einweisung *	2	25	10	1	3	-	5	46
Mängel am technischen Strahlenschutz	-	3	4	1	4	(12)	2	14 (26)
Unsachgemäßes Verhalten und Mangel an technischem Strahlenschutz *	-	18	36	1	13	-	4	72
Ursache nicht bekannt	-	2	1	-	4	-	-	7

* Davon Fahrlässigkeit 3 mal

Hiernach lassen sich 2 Hauptursachen deutlich ablesen:

- 1) An der Spitze sind 2 Gründe maßgebend am Schaden verantwortlich: unzureichende Ausbildung, die zu unsachgemäßer Arbeit führt, in Verbindung mit ungenügendem technischen Strahlenschutz in Form von nicht idiotensicheren Geräten, Mängel an Einrichtungen, Fehlen von Überprüfung des Schutzes.
- 2) Die Ausbildung muß gefordert werden, wenn mit Strahlen gearbeitet wird. Erst das Beherrschen der Geräte macht die Arbeit sicher.

Dies sehe ich als die permanente Aufgabe aller am Strahlenschutz Interessierten an, sich immer wieder darum zu bemühen, einen Schaden zu vermeiden. Wenn auch das Risiko im Umgang mit Strahlen geschädigt zu werden gegenüber anderen Risiken klein ist - etwa 1:10 000 pro Jahr pro Exponierte -, so kann bei gutem Willen aller das Risiko noch erheblich kleiner gemacht werden.

Tabelle 2:

A Allgemeine Strahlenreaktion

1	BW	Arzt	m	Rö-med	Krankenhaus	11.59	Strahlenkater	um 100 rem	1959	+	0	
2	NRW	Materialprüfer	m	¹⁹² Ir 30 Ci	Industrie	8.68	Erbrechen	um 150 rem	1968	+	100/50/0	strahlenuntauglich auf Lebenszeit

B₁ Akute Hautschäden

1	NRW	Materialprüfer	m	⁶⁰ Co 960 mCi	Industrie	5.53	Blase	um 1000 rem	1953	+	100/0	strahlenuntauglich
2	NS	Med.techn.Ass.	w	Rö-med.	Medizin	54	Rötung	um 1000 rem	1954	+	0	
3	NRW	Elektro-Ing.	m	Rö-med,Chaoul	Industrie		Geschwür	um 2000 rem	1954	+	100/0	
4	NS	Phys.techn.Ass.	w	Rö-Feinstr.	Industrie	4.55	Geschwür	um 2000 rem	1955	+	20	
5	NS	Arzt	m	Rö-med.	Medizin	55	Rötung	um 1000 rem	1955	+	0	
6	H	Laborant	m	Rö-Feinstr.	Industrie	11.52	Rötung	um 1000 rem	1956	+	100/20/unter 20	
7	H	Laborant	m	Rö-Feinstr.	MPI	2.55	Geschwüre	5000 - 20000 rem	1956	+	30	Operation
8	HH	Dipl.-Ing.	m	Rö-Feinstr.	Industrie	8.56	Rötung	um 1500 rem	1957	+	0	
9	NRW	Physiklab.	w	Rö-Feinstr.	Industrie	12.56	Geschwür	um 2000 rem	1957	+	0	
10	NRW	Laborantin	w	Rö-Feinstr.	Industrie		Geschwür	um 2000 rem	1957	+	0	
11	NRW	Materialprüfer	m	Rö-grob	Industrie	8.44	Narben,Tele- ang.	um 1500 rem	1957	+	20	1944 nicht erkannt
12	NS	Dipl.-Ing.	m	Rö-Feinstr.	Hochschule	8.56	Rötung	um 1000 rem	1958	+	0	
13	NS	Dipl.-Ing.	m	Rö-Feinstr.	Hochschule		Geschwür	2000 - 3000 rem	1959	+	0	
14	BW	Dipl.-Phys.	m	Rö-Feinstr.	Industrie	4.59	Blase	um 2000 rem	1959	+	0	
15	BW	Dipl.-Phys.	m	Rö-Feinstr.	Hochschule	4.60	Blase	um 2000 rem	1960	+	0	
16	NRW	Physiklab.	m	Rö-Feinstr.	Industrie	12.61	Atrophie, Geschwür	um 10000 rem	1961	+	15/40	Operation
17	BW	Elektroniker	m	van de Graaff	MPI	4.62	Rötung	bis 30000 R	1962	+	0	

Fortsetzung Tabelle 2:

18	BW	Metallographin	w	Rö-Feinstr.	Forschung	12.57	Blasen	um 2000 rem	1962	+ 0	
19	BW	Elektromechan.	m	Rö-Feinstr.	Industrie	4.62	Rötung		1962	+ 0	
20	H	Dipl.-Phys.	m	Rö-Feinstr.	Industrie	9.60	Blasen	um 2000 rem	1962	+ 0	
21	NRW	Dipl.-Ing.	m	Rö-Feinstr.	Industrie	7.62	Blasen	um 5000 rem	1962	+ 0/15	
22	H	Laborant	m	Rö-Feinstr.	Industrie	5.64	Blasen	um 2000 rem	1964	+ 0	
23	H	Laborant	m	Rö-Feinstr.	Industrie	5.64	Blasen	um 2000 rem	1964	+ 0	
24	H	Chirurg	m	Rö-med.Krypt.	Medizin	8.63	Blasen	um 1000 rem	1964	+ 100/0	
25	H	Chemie-Ing.	m	Rö-Feinstr.	Industrie	6.64	Blasen	um 1000 rem	1964	+ 0	
26	NRW	Rö-Techniker	m	Rö-Feinstr.	Industrie	8.64	Rötung	um 1000 rem	1964	+ 0	
27	H	Techn. Angest.	m	Elektronenstr.	Forschung		Rötung	um 1000 rem	1965	+ 0	
28	Bay	Dipl.-Chem.	m	Rö-Feinstr.	MPI	2.64	Rötung	um 1000 rem	1965	+ 0	
29	Bay	Student	m	Rö-Feinstr.	MPI	5.65	Rötung	um 1000 rem	1965	+ 0	
30	Bay	Rö-Techniker	m	Rö-Feinstr.	Industrie	5.65	Geschwür	um 3000 rem	1965	+ 100/20/20/0	Operation
31	HH	Rö-Techniker	m	⁶⁰ Co 2000 Ci	Industrie	11.64	Atrophie, Geschwür	6000 - 10000 R	1965	+ 100/40	Operation
32	Bay	Dipl.-Chem.	m	Rö-Feinstr.	Hochschule	3.66	Rötung	um 1000 rem	1966	+ 0	
33	BW	Dipl.-Phys.	m	Rö-Feinstr.	Industrie	3.66	Blase	um 2000 rem	1966	+ 0	
34	NS	Chemielaborant	m	⁹⁰ Sr	Industrie	2.66	Rötung	um 2000 rem	1966	+ 0	
35	B	Dipl.-Phys.	m	Rö-Feinstr.	Hochschule	12.57	Rötung	um 2000 rem	1966	+ 0	
36	NRW	Dipl.-Phys.	m	A1 Cyklotron	Hochschule	4.66	Blase	um 1000 rem	1966		Dienstunfall
37	NRW	Dipl.-Phys.	m	Rö-Feinstr.	Industrie		Rötung	um 1000 rem	1966	+ 0	
38	BW	Physik-Ing.	m	Harwell-Kaps.	Forschung	12.66	Blasen	um 2000 rem	1967	+ 0	1 Jahr strahler untauglich
39	BW	Entwickl.-Ing.	m	Harwell-Kaps.	Forschung	12.66	Blasen	um 1000 rem	1967	+ 0	
40	B	Dipl.-Phys.	m	Protonen-Beschl.	Hochschule	10.67	Rötung	um 1000 rem	1967	+ 0	
41	NS	Dipl.-Phys.	m	Rö-Feinstr.	Hochschule		Rötung	um 1000 rem	1967	+ 0	
42	H	Dipl.-Phys.	m	Rö-Feinstr.	Hochschule		Geschwüre	2 x 7000 R	1967		Operation
43	NRW	Sprechstundenh.	w	Rö-med.Ther.	Medizin	8.64	Geschwüre	um 2000 rem	1967	+ 30/0	Operation

Fortsetzung Tabelle 2:

44	NRW	Materialprüfer	m	¹⁹² Ir 12 Ci	Industrie	4.67	Atrophie, Geschwür	um 6000 rem	1967	+	50	strahlenun- tauglich auf Le- benszeit
45	NRW	Materialprüfer	m	¹⁹² Ir 12 Ci	Industrie	4.67	Rötung	um 1000 rem	1967	+	0	
46	Bay	Elektromechan.	m	⁶⁰ Co 3000 Ci	Industrie	1.68	Rötung	um 1000 rem	1968	+	0	
47	NRW	Laborant	m	Rö-Feinstr.	Industrie	8.69	Atrophie	um 5000 rem	1969	+	100/20	
48	NRW	Laborant	m	Rö-Feinstr.	Hochschule		Rötung	um 1000 rem	1969	+	0	

Tabelle 3:

B₂ Chronische Hautschäden

1	NS	Internist	m	Rö-med	Medizin	1945	8 a	b. Oberschenkel	1953	+	0	
2	NRW	Sprechstundenh.	w	Rö-med Th.	Medizin	1926	17 a	Gesicht u. b. Hände	1954	+	35/50	
3	BW	Arzt	m	Rö-med Kr.	Medizin	1941	2 a	beide Hände	1955	+	30	
4.	BW	Röntgenschwester	w	Rö-med	Medizin	1928	17 a	beide Hände	1955	+		
5	NS	Chirurg	m	Rö-med Kr.	Medizin	1920	15 a	beide Hände	1955	+	30	
6	NS	Röntgenschwester	w	Rö-med Th.	Medizin	1925/ 26	30 a	beide Hände Gesicht	1955	+	30	Lid-Carcinom
7	NS	Ärztin	w	Rö-med	Medizin			r. Handrücken	1956	+	0	
8	NS	Chirurg	m	Rö-med Kr.	Medizin	1951	5 a	beide Hände	1956	+		
9	H	Zahnarzthelferin	w	Rö-med	Medizin	1951	4 a	1. Zeigefinger	1956	+	0	
10	H	Internist	m	Rö-med	Medizin	1955	1 a	beide Hände	1956	+	0	
11	NRW	Chirurg	m	Rö-med Kr.	Medizin	1951	4 a	beide Hände	1956	+	0	
12	NRW	Dipl.-Phys.	m	Rö-med Th.	Medizin	1929	12 a	b. Hände u. Gesicht	1956	+	20/40	Verdacht auf Carcinom
13	Bay	Röntgenologe	m	Rö-med	Medizin	1911	8 a	b. Hände b. Füße	1957	+		Operation, Bestrahlung Ca
14	NRW	Chirurg	m	Rö-med Kr.	Medizin	1951	5 a	beide Hände	1957	+	25/35/50	Praecancerose
15	NS	Med.techn.Ass.	w	Rö-med	Medizin	1928	32 a	beide Hände	1960	+	20	
16	H	Chirurg	m	Rö-med Kr.	Medizin	1954	2 a	beide Hände	1960	+	0	
17	Bay	Lungenfacharzt	m	Rö-med	Medizin	1939	20 a	beide Hände	1961	+	0	
18	NRW	Chirurg	m	Rö-med Kr.	Medizin	1940	10 a	beide Hände	1961	+	25/30/40	
19	Saar	Röntgenologe	m	²²⁶ Ra + Rö	Medizin	1923	40 a	beide Hände, Gesicht Unterschenkel	1962	+	35	Operation, Bestrahlung
20	NS	Lungenfacharzt	m	Rö-med	Medizin	1936	14 a	b. Hände, Untersch.	1962	+	20/40	
21	Bay	Chirurg	m	Rö-med Kr.	Medizin	1946	15 a	beide Hände	1962	+	20/30	Operation Ca
22	BW	Zahnarzt	m	Rö-med	Medizin	1934	27 a	rechte Hand	1962	+	0	
23	NRW	Krankenschwester	w	²²⁶ Ra	Medizin	1948	11 a	beide Hände	1962	+	20	
24	NRW	Med.techn.Ass.	w	Rö-med	Medizin	1942	20 a	1. Mittelfinger	1962	+	50	Operation Ca

Fortsetzung Tabelle 3:

25	BW	Rö-Prüferin	w	Rö-grob DL	Industrie	1940	2 m	rechte Hand	1963	+	20	
26	NRW	Mechaniker	m	²²⁶ Ra off.	Industrie	1958	4 a	r. Zeigefinger	1963	+	0	
27	NRW	Krankenschwester	w	²²⁶ Ra	Medizin	1940	15 a	beide Hände	1963	+	20	Operation Ca
28	NRW	Krankenschwester	w	²²⁶ Ra	Medizin	1938	9 a	linke Hand	1963	+	20	
29	NRW	Arzthelferin	w	Rö-med Th.	Medizin	1961	2 a	linke Hand	1963	+	15	
30	NRW	Arzthelferin	w	Rö-med Th.	Medizin	1961	2 a	linke Hand	1963	+	10	
31	Bay	Rö-Ing.	m	Rö-Geräte	Industrie	1956	7 a	beide Hände	1964/ 66	+	20/0	
32	Bay	Rö-Techniker	m	Rö-Geräte	Industrie	1934	27 a	beide Hände	1964	+	0	
33	Bay	Arzt	m	Rö-med	Medizin	1923	40 a	beide Hände	1964	+	50	Operation Ca
34	H	Dipl.-Chem.	m	²²⁶ Ra off.	Industrie	1949	10 a	b. Hände, Finger	1964	+	15	Operation Ca
35	NRW	Röntgenologe	m	Rö-med	Medizin	1927	31 a	beide Hände	1964	+	40	
36	BW	Chirurg	m	Rö-med Kr.	Medizin	1951	5 a	linke Hand	1965	+		Operation Ca
37	BW	Krankenschwester	w	²²⁶ Ra, ⁹⁰ Sr	Medizin	1923	40 a	beide Hände	1965	+	30	Operation, Bestrahlung Ca
38	NRW	Lungenfacharzt	m	Rö-med	Medizin	1946	6 a	beide Hände	1965	+	0	
39	NRW	Arzt	m	Rö-med	Medizin	1949	10 a	Unterarm, Bauch	1965	+		Dienstbeschädigung
40	B	Tierarzt	m	Rö-med Kr.	Medizin	1947	7 a	beide Hände	1966	+	30	Operation Ca
41	Bay	Arzt	m	Rö-med	Medizin	1914	52 a	beide Hände	1966	+		Operation Precancerose
42	BW	Zahnarzt	m	Rö-med	Medizin	1957	10 a	r. Hand. Rö-Geschw.	1966	+		Operation Ca
43	NS	Röntgenologe	m	²²⁶ Ra	Medizin	1931	28 a	linke Hand	1966	+	30	
44	Schl	Chirurg	m	Rö-med Kr.	Medizin	1935	28 a	beide Hände	1966	+	70	Operation Ca
45	NRW	Chirurg	m	Rö-med Kr.	Medizin	1946	10 a	beide Hände	1966	+	0	
46	B	Med.techn.Ass.	w	²²⁶ Ra, Rö, Mesothor	Med.	1925	25 a	beide Hände	1967	+	10	
47	NS	Chirurg	m	Rö-med Kr.	Medizin	1937	23 a	beide Hände	1967	+	über 20	Operation Ca
48	NRW	Elektrotechniker	m	Rö-Röhren	Industrie	1923	30 a	beide Hände	1967	+	10/20/30/40	Operation, Bestrahlung Ca
49	BW	Chirurg	m	Rö-med Kr.	Medizin	1945	25 a	beide Hände	1968	+	0	
50	NRW	Krankenschwester	w	²²⁶ Ra	Medizin	1948	20 a	beide Hände	1968	+	0	
51	NRW	Med.techn.Ass.	w	Rö-med	Medizin	1928	15 a	beide Hände	1969	+	40	Operation Ca

Fortsetzung Tabelle 3:

B₃ Hautschaden kombiniert mit weiteren Organschäden

1	HH	Röntgenologe	m	Rö-med	Medizin	1905	30 a	Amputation rechter Daumen nach Ca., Leucaemie	1953	+	Tod 1952
2	Schl	Rö-Röhrenpumper	m	Rö-Röhren	Industrie	1921	18 a	Haut-Ca im Gesicht und Strahlenkatarakt	1953	+	20/25 Selbstmord
3	BW/Bay	Montagemeister	m	¹⁹² Ir 9 Ci	Industrie	1968	1 d	Muskelnekrose, Gonaden und Ganzkörper	1968	+	100/70

Tabelle 4:

C Schädigungen im hämatologischen System

1	NS	Rö-Helferin	w	Rö-med Diagn.	Medizin	1951	22 m	Leukopenie, Anaemie	1953	+	0	
2	NRW	Med.techn.Ass.	w	Rö-med Diagn.	Medizin	1931	22 a	Thrombopenie	1953	+	20/0	
3	BW	Rö-Schwester	w	Rö-med Diagn.	Medizin	1944	5 a	Leukopenie	1954	+	100/0	
4	BW	Röntgenologe	m	Rö-med Diagn.	Medizin	1924	19 a	Leukaemie	1954	+		Tod 8.54
5	NRW	Med.techn.Ass.	w	Rö-med Diagn.	Medizin	1945	7 a	Leukopenie	1954	+	0	
6	NRW	Med.techn.Ass.	w	Rö-med Diagn.	Medizin	1924	28 a	Anaemie	1954	+	100	berufsunfähig
7	NS	Med.techn.Ass.	w	Rö-med Diagn.	Medizin	1930	19 a	Leukopenie	1954	+	0	
8	Sch	Med.techn.Ass.	w	Rö-med Diagn.	Medizin	1928	26 a	Leukoenie	1955	+	100/0	
9	NRW	Med.techn.Ass.	w	Rö-med Diagn.	Medizin	1927	20 a	Anaemie	1955	+	0	
10	NRW	Ärztin	w	²²⁶ Ra	Medizin	1954	14 m	Leukopenie	1955	+	0	
11	HH	Röntgenologe	m	Rö-med Diagn.	Medizin	1950	5 a	Leukopenie	1956	+	100/40/0	
12	NS	Med.techn.Ass.	w	Rö-med Diagn.	Medizin	1954	15 m	Leukopenie	1956	+	100/0	
13	NS	Med.techn.Ass.	w	Rö-med Diagn.	Medizin	1926	17 a	Leukopenie, Anaemie	1958	+	30	
14	BW	Röntgenologe	m	Rö-med Diagn.	Medizin			Leukaemie	1959	+		Tod 11.58
15	H	Med.techn.Ass.	w	Rö-med Diagn.	Medizin	1950	8 a	Leukaemie	1960			Tod 2.60
16	Saar	Med.techn.Ass.	w	²²⁶ Ra, Rö-med Diagn.	Medizin	1936	13 a	Leukopenie, Thrombopenie	1960	+	100/0	
17	Bay	Materialprüfer	m	Rö-grob	Industrie	1938	4 a	Knochenmarksatrophie	1961	+	30	
18	NRW	Med.techn.Ass.	w	Rö-med Diagn.	Medizin	1953	8 a	Leukopenie, Thrombopenie	1961	+	0	strahlenuntauglich
19	NRW	Materialprüfer	m	¹⁹² Ir, ⁶⁰ Co	Industrie	1961	18 m	Thrombopenie	1961	+	0	
20	BW	Dipl.-Phys.	m	³ H bis 2 Ci/ Charge	Industrie			aplastische Anaemie	1964	+		Tod 11.64
21	BW	Laborantin	w	³ H	Industrie	1961	3 a	Anaemie	1964	+	0	
22	NRW	Sekretärin	w	²²⁶ Ra, ²¹⁰ Pb off	Industrie	1933	25 a	aplastische Anaemie	1965			Tod 5.64 Inkorporation

Fortsetzung Tabelle 4:

23	NRW	Chirurg	m	Rö-med Krypt.	Medizin	1947	7 a	Leukaemie	1965	+	Tod	8.62
24	Saar	Med.techn.Ass.	w	²²⁶ Ra	Medizin	1959	5 a	Knochenmarkschaden	1966	+	4o	

D Lungenkrebse im Uranerzbergbau

1	Bay	Schlosser	m	Erzgebirge		1921	27 a		1958	+	Tod	5.48
2	Bay	Bergmann	m	Erzgebirge		1949	7 a		196o	+	Tod	6.6o
3	NS	Bergmann	m	Erzgebirge		1949	9 a		1961	+	Tod	11.61
4	BW	Bergmann	m	Erzgebirge		1947	7 a		1963	+	1oo	
5	NS	Bergmann	m	Erzgebirge					1963	+	Tod	6.62
6	BW	Bergmann	m	Erzgebirge		1947	8 a		1964	+	1oo	
7	BW	Bergmann	m	Erzgebirge		1949	8 a		1967	+	Tod	4.66
8	NRW	Bergmann	m	Erzgebirge		1945	7 a		1967	+	Tod	6.66
9	Bay	Bergmann	m	Erzgebirge		1948	7 a		1968	+	1oo	
1o	HH	Bergmann	m	Erzgebirge		1949	5 a		1968	+	Tod	1.66
11	Bay	Bergmann	m	Erzgebirge		1949	14 a		1969	+	Tod	12.68
12	NRW	Bergmann	m	Erzgebirge		1949	6 a		1969	+	Tod	11.58

E Sonstige Schadensformen

1	H	Röntgenologe	m	Rö-med Diagn. und Ther.	Medizin	1933	29 a	Netzhautablösung, Linsentrübung	1953	+	25/3o	
---	---	--------------	---	----------------------------	---------	------	------	------------------------------------	------	---	-------	--

Fortsetzung Tabelle 4:

2	NS	Uranerzwäscher	m	Uran	Industrie	1949	1 a	Kastration, Lungentuberkulose	1953	+	100
3	NRW	Röntgenologe	m	Rö-med Therapie	Medizin	1956		Teilkörperbestr. max. 200 R	1956	+	0
4	NS	Dipl.-Ing.	m	Radar	Forschung	1940	2 a	Exarzerbation einer Lungentuberk.	1957	+	100
5	BW	Leuchtziffernma- lerin	w	^{226}Ra , ^3H offen	Industrie	1936	23 a	Linsentrübung	1959	+	0
6	H	Rö-Helferin	w	Rö-med Diagn.	Medizin	1946	7 a	Gonadenschaden	1961	+	
7	NRW	HNO-Arzt	m	^{226}Ra umschl.	Medizin	1932	30 a	Linsentrübung	1962	+	0/20
8	NS	Krankenschwester	w	^{226}Ra umschl.	Medizin	1947	16 a	Linsentrübung	1965	+	20
9	NRW	Materialprüfer	m	^{192}Ir	Industrie	1964	1 d	Dosisüberschrei- tung 10 rem	1965	+	0
10	NRW	Rö-Techniker	m	Rö-med	Industrie	1962	1 d	Augenbelastung max. 100 R	1966	+	0
11	NS	Rö-Prüfer	m	Rö-grob	Industrie	1969	1 d	Dosisüberschrei- tung 12 rem	1969	+	0

Tabelle 5:

Berufe	Anzahl	Geschlecht		Schadensform						Schadensquelle						Schadensschwere					Schadensfolgen					Betriebsgruppen																									
		männlich	weiblich	Allgemeine Strahlenreaktion	Haut			Blut	Lunge	Sonstige	Röntgen				Nuklide		MdE			Krebsentstehung					Industrie	Forschung	Medizin	Bergbau																							
					Akute	Chronische	Kombinierte				Feinstruktur	Allgemein	Diagnostik	Therapie	Offen	Umgeschlossen	Beschleunigeranlagen	Unbekannt	Keine oder unter 20	Zeitweise	Dauernd über 20	Haut	Blut	Lunge					Verschlimmerung	Tod																					
Medizin																																																			
Ärzte:																																																			
Chirurgen	14	14	-	-	1	12	-	1	-	-	-	-	-	-	-	2	4	1	7	5	1	-	3	1	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	14	-									
Röntgenologen	10	10	-	-	-	4	1	3	-	2	-	-	-	-	1	1	1	7	3	3	-	1	3	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	10	-										
Ärzte (allgemein)	8	6	2	1	1	5	-	1	-	-	-	6	1	-	1	5	-	2	2	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	8	-												
Lungenfachärzte	3	3	-	-	-	3	-	-	-	-	-	3	-	-	-	-	2	-	1	-	-	-	1	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	3	-												
Internisten	2	2	-	-	-	2	-	-	-	-	-	2	-	-	-	2	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	2	-													
Zahnärzte	2	2	-	-	-	2	-	-	-	-	-	2	-	-	-	1	1	-	-	1	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	2	-													
HNO-Arzt	1	1	-	-	-	-	-	-	-	1	-	-	-	-	1	-	-	-	1	-	-	1	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	1	-														
Tierarzt	1	1	-	-	-	1	-	-	-	-	-	1	-	-	-	-	-	1	1	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	1	-														
	41	39	2	1	2	29	1	5	-	3	-	-	36	3	-	4	-	5	15	2	19	12	4	-	6	4	-	-	-	-	-	-	-	-	-	41	-														
Hilfspersonal:																																																			
MTA, Rö-Schw.	22	-	22	-	1	6	-	14	-	1	-	-	20	1	1	3	-	1	7	5	9	3	1	-	-	1	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	22	-													
Krankenschwester, Arzth.	11	-	11	-	1	9	-	-	-	1	-	-	1	4	-	6	-	-	5	1	5	2	-	-	1	-	-	-	-	-	-	-	-	-	11	-															
	33	-	33	-	2	15	-	14	-	2	-	-	21	5	1	9	-	1	12	6	14	5	1	-	1	1	-	-	-	-	-	-	-	-	33	-															
Summe Medizin	74	39	35	1	4	44	1	19	-	5	-	-	57	8	1	13	-	6	27	8	33	17	5	-	7	5	-	-	-	-	-	-	-	-	74	-															

Fortsetzung Tabelle 5:

Technische Berufe																														
Akademiker:																														
Dipl.-Physiker	12	12	-	-	10	1	-	1	-	-	8	-	-	1	2	-	1	-	9	-	2	1	-	-	1	1	5	6	1	-
Dipl.-Ing.	5	5	-	-	4	-	-	-	-	1	4	1	-	-	-	-	-	-	3	-	2	-	-	-	1	-	2	3	-	-
Dipl.-Chemiker	3	3	-	-	2	1	-	-	-	-	2	-	-	-	1	-	-	-	2	-	1	1	-	-	-	-	1	2	-	-
Student	1	1	-	-	1	-	-	-	-	-	1	-	-	-	-	-	-	-	1	-	-	-	-	-	-	-	-	1	-	-
	21	21	-	-	17	2	-	1	-	1	15	1	-	1	3	-	1	-	15	-	5	2	-	-	2	1	8	12	1	-
Fachschule:																														
Rö-Ing., Rö-Techn.	6	6	-	-	3	2	-	-	-	1	2	2	1	-	-	1	-	-	3	2	1	-	-	-	-	-	6	-	-	-
EI-Ing., EI-Techn.	5	5	-	-	5	1	-	-	-	-	2	1	-	1	-	-	1	-	3	1	1	1	-	-	-	-	4	1	-	-
Chemie-Ing.	1	1	-	-	1	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	1	-	-	-	-	-	-	-	1	-	-	-
Entwicklungs-Ing.	1	1	-	-	1	-	-	-	-	-	-	-	-	-	1	-	-	-	1	-	-	-	-	-	-	-	-	1	-	-
Physik-Ing.	1	1	-	-	1	-	-	-	-	-	-	-	-	-	1	-	-	-	1	-	-	-	-	-	-	-	-	1	-	-
PTA	1	-	1	-	1	-	-	-	-	-	1	-	-	-	-	-	-	-	-	-	1	-	-	-	-	-	1	-	-	-
	15	14	1	-	12	3	-	-	-	1	5	3	1	1	2	1	1	-	9	3	3	1	-	-	-	-	12	3	-	-
Lehrberufe:																														
Bergleute	11	11	-	-	-	-	-	-	11	-	-	-	-	-	11	-	-	-	-	-	11	-	-	11	-	8	-	-	-	11
Materialprüfer	10	9	1	1	4	1	-	2	-	2	-	4	-	-	-	6	-	-	4	2	4	-	-	-	-	-	10	-	-	-
Laboranten	7	5	2	-	6	-	-	1	-	-	6	-	-	-	1	-	-	-	4	2	1	-	-	-	-	-	5	2	-	-
Physiklaboranten	2	1	1	-	2	-	-	-	-	-	2	-	-	-	-	-	-	-	-	1	1	-	-	-	1	-	2	-	-	-
Schlosser, Mechan.	2	2	-	-	-	1	-	-	1	-	-	-	-	-	2	-	-	-	1	-	1	-	-	1	-	1	1	-	-	1
Chemielaborant	1	1	-	-	1	-	-	-	-	-	-	-	-	-	1	-	-	-	1	-	-	-	-	-	-	-	1	-	-	-
Metallograph	1	-	1	-	1	-	-	-	-	-	1	-	-	-	-	-	-	-	1	-	-	-	-	-	-	-	-	1	-	-
Montagemeister	1	1	-	-	-	-	1	-	-	-	-	-	-	-	1	-	-	-	-	-	1	-	-	-	-	-	1	-	-	-
Techn. Angestellter	1	1	-	-	1	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	1	-	1	-	-	-	-	-	-	-	-	1	-	-
Elektriker	1	1	-	-	1	-	-	-	-	-	-	-	-	-	1	-	-	-	1	-	-	-	-	-	-	-	1	-	-	-
Rö-Röhrenpumper	1	1	-	-	-	-	1	-	-	-	-	1	-	-	-	-	-	-	-	1	-	1	-	-	1	1	1	-	-	-
Uranerzwascher	1	1	-	-	-	-	-	-	-	1	-	-	-	-	-	1	-	-	-	-	1	-	-	-	-	-	-	-	-	1
Leuchtziffermaler	1	-	1	-	-	-	-	-	-	1	-	-	-	-	1	-	-	-	1	-	-	-	-	-	-	-	1	-	-	-
Sekretärin	1	-	1	-	-	-	-	1	-	-	-	-	-	-	1	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	1	1	-	-	-
	41	34	7	1	16	2	2	4	12	4	9	5	-	-	17	9	1	-	14	5	21	1	-	12	2	11	24	4	-	13
Summe Technische Berufe	77	69	8	1	45	7	2	5	12	6	29	9	1	2	22	10	3	-	38	8	29	4	-	12	4	12	44	19	1	13
Gesamtsumme:	151	108	43	2	49	51	3	24	12	11	29	9	58	10	23	23	3	6	65	16	62	21	5	12	11	17	44	19	75	13

A N H A N G

- Fall A 1) In einem Krankenhaus muß geklärt werden, ob bei einem Patienten eine Fraktur des rechten Unterarmes vorlag. Dazu wurde zunächst einmal durchleuchtet und eine Fraktur ausgeschlossen. Später mußte doch eine Aufnahme angefertigt werden. Weder Arzt noch die bedienende Schwester konnten am Röntgengerät die Röhre aus der Halterung für Durchleuchtung lösen und für Aufnahme umstellen. Während dieser Tätigkeit war der Apparat eingeschaltet, und die Röntgenröhre gab Strahlung ab. Nach 12 Minuten endlich gelang es, den Röntgenapparat für Aufnahme fertig zu haben. Der Arzt bekam eine Bestrahlung in der Höhe von 90 - 180 R auf die obere Körperregion ab.
- Fall A 2) Ein Materialprüfer mußte nach 2 Tagen Einweisung im Juni 1968 über Nacht in einem Werksgelände Schweißnähte mit ^{192}Ir Iridium 30 Ci prüfen. Während der Tätigkeit kam es dazu, daß die Strahlenquelle aus ungeklärter Ursache im Transportschlauch hängenblieb und dies nicht bemerkt wurde. Erst nach 7 Stunden Arbeit wurde bei Entwicklung der Filme festgestellt, daß fast alle Aufnahmen wegen zu starker Schwärzung unbrauchbar waren. Die Filmplakette war nur zeitweise getragen worden und zeigte bei der Auswertung 23 rem.
- Nach 2 - 3 Tagen allgemeine Beschwerden in Form von Übelkeit, Brechreiz. Es folgte eine stationäre Behandlung in einem Krankenhaus über 1 Monat. Auf Grund der Ermittlungen mußte an eine Ganzkörperdosis zwischen 100 - 150 R gedacht werden.
- Fall B₁-6 Laborant arbeitet normalerweise mit Thionyl- und Tetrachlorid. Aushilfsweise sollte er Röntgenfeinstrukturuntersuchungen durchführen. Bei Einweisung in die Röntgenfeinstrukturapparatur wurde von dem Vorgesetzten die Röntgenwirkung mit einer Durchleuchtung beider Hände demonstriert. Geschehen im November 1952. 4 Monate arbeitsunfähig.
- Fall B₁-7 Am 11.2.1955 kam ein Laborant mit der linken Hand in den Strahlenkegel einer Hochleistungsröhre, die bei 51 kV und 1000 mA eine Dosisleistung von ca. $1,5 \cdot 10^6$ R pro Minute am Strahlenaustrittsfenster aufwies. Durch die Vibration eines 4 PS-Motors an der Drehanode wurde vermutlich der Schieber am Röntgenfenster um 8 - 10 mm geöffnet, so daß die Strahlung ungewollt und unkontrolliert austreten konnte. Die Dosis wird auf 5 - 20 000 R geschätzt.
- Erhebliche Krankheitszeit vom Februar bis zum Juni 1956 mit Amputationen mehrerer Finger.
- Fall B₁-10 Eine Laborantin kam mit dem rechten Zeigefinger bei Justierarbeiten in den Zentralstrahl eines Röntgenfeinstrukturgerätes. Es bildete sich über eine Rötung und Blase ein Geschwür aus, das eine Arbeitsunfähigkeit von 2 Monaten bedingte und zum Teil stationäre Behandlung erforderlich machte.
- Fall B₁-16 Ein Laborant reinigte am 6.12.1961 ein Röntgenfluoreszenzanalysengerät. Dazu wurde die Abdeckplatte am Probenwechsler entfernt. Während der Reinigungsarbeit war das Röntgengerät irrtümlich noch eingeschaltet. Der Laborant kam mit der rechten Hand für etwa 5 Sekunden in den Primärstrahlenkegel. Die Dosisleistung wurde bei 50 kV und 20 mA in 20 cm Abstand vom Austrittsfenster mit 9000 R pro Minute angegeben. Die Dosisabschätzung für 5 Sek. und 5 cm Fokushautabstand ergab einen Wert von rd. 12000 R. Behandlung über 1/2 Jahr, laufende Verschlechterung des Befundes an der Hand.

- Fall B₁-33 Ein Diplomphysiker arbeitete seit 1963 mit Röntgenfeinstrukturgeräten. Bei einer Durchführung von Röntgenfluoreszenzanalysen am 1.3.1966 wurde die Vakuumkammer durch Schwefelsäure verunreinigt. Um die Störung möglichst rasch zu beseitigen, wurde der Probenwechsler geöffnet und auseinandergenommen, aber vergessen, die Röntgenröhre außer Betrieb zu setzen. Um den Innenzylinder von der Schwefelsäure zu reinigen, griff der Diplomphysiker mit der rechten Hand in den Strahlengang. Nach 14 Tagen bildete sich eine etwa 1/2 cm große Blase an dem rechten Zeigefingerendglied mit lilafarbener Verfärbung in der Umgebung. Dosis wird auf etwa 2000 R geschätzt.
- Fall B₁- 3 Bei einer Störungssuche an einer Chaoulröhre wurde von dem Elektroingenieur die Röhre eingeschaltet und die Störung durch ein Geräusch am Kühlmantel der Anode lokalisiert. Zur Probe wurde das Kupalfenster zunächst mit dem Daumen, dann bei einem 2. Versuch mit dem Zeigefinger angedrückt. Bei einer späteren Reparatur stellte sich heraus, daß eine Lötstelle in diesem Bereich locker war und zu dem Geräusch geführt hatte. Nach 14 Tagen Rötung, später ein Ulcus, das zu einer Arbeitsunfähigkeit von etwas über 2 Monaten führte. Die Dosis wurde auf etwa 2000 R geschätzt.
- Fall B₁-11 Ein Materialprüfer hatte mit Röntgengeräten in den Jahren 1942 - 1944 Schweißnahtuntersuchungen in U-Bootkörpern durchzuführen. Dazu mußte die Röhre mit Kran in die U-Bootskörper gebracht werden. Die Bedienung des Schalttisches erfolgte von Fremdarbeitern. Durch Verständigungsschwierigkeiten kam es häufiger vor, daß die Röhre bereits eingeschaltet war, als er noch die Röhre einrichtete bzw. Filme zur Aufnahme anbrachte. Dabei kann es durchaus vorgekommen sein, daß er die rechte Hand vor den Tubus bei eingeschalteter Röhre hielt. Die Begutachtung erfolgte einmal 1944, bei der der Strahlenschaden durch ein dyshidrotisches Ekzem an beiden Händen überlagert war und dadurch der Erkennung entging. Eine neue Untersuchung im Herbst 1952 ergab den eindeutigen Beweis für einen alten Strahlenschaden in der rechten Hohlhand von etwa 10 cm Durchmesser.
- Fall B₁-43 Eine Sprechstundenhilfe hat im August 1964 während einer Reparatur am Dermopangerät die linke Hohlhand vor das Strahlenaustrittsfenster gehalten, während durch einen Nichtfachmann das Gerät ohne ihr Wissen eingeschaltet worden war. Während des Vorfalls war sie gerade 14 Jahre alt.
- Fall B₁-46 Beim Umtauschen einer ⁶⁰Co-Quelle an einem Kobalt-Telegerät kam es zur Verkantung des Quellenschiebers mit einem hohen Strahlenpegel. Zur Beseitigung dieser Gefahr wurde vom Elektromechaniker der Quellenschieber mit den Händen angehoben und in den Transportbehälter geschoben.
- Fall B₁-44 Bei Bruch der Lötstelle zwischen radioaktiver Quelle und Führungsstück eines Gammagraphiegerätes wurde vom Materialprüfer die radioaktive Quelle von 12 Ci ¹⁹²Ir nicht erkannt. Er nahm sie in die Hand und steckte sie in die Rocktasche und fuhr damit zum Betrieb. Ein Meßgerät zur Prüfung der Strahlenquellenlage war durch leere Batterie unbrauchbar.

- Fall B₁-38/39 Von 2 Ingenieuren wurden Harwellkapseln mit den Händen angefaßt und aufgeschraubt, anstelle Fernbedienungsgeräte zu verwenden.
- Fall B₁-34 Ein Chemielaborant benutzte zur Abführung von ⁹⁰Sr nicht die erforderlichen und auch vorhandenen Fernbedienungsgeräte. Er zog sich am 23.2.66 eine Rötung an den Fingern der linken Hand zu.
- Fall B₁-36 Nach Targetaktivierung im Cyclotron wurden im Anschluß daran die Targets ausgebaut und in die gleiche Targethalterung (Reinaluminium) neues Target eingebaut. Dabei rutschte der Aluminiumträger ab und fiel auf den Boden. In einer Reflexbewegung faßte der Dipl. Physiker danach und hob ihn auf.
- Fall B₂- 2 Fräulein K. führte von 1926 - 1945 in einer Hautpraxis Hauttherapie mit einem Röntgengerät aus. Vom Hochspannungstransformator führte eine offene Hochspannungsleitung zur Röhre, die an einem Holzstativ befestigt war und mit Bleigummi so ummantelt war, daß sie zwar nach oben völlig offen, nach unten bis auf ein 17 x 17 cm² Austrittsfenster geschlossen war. Bei kleineren Bestrahlungsfeldern wurde ein Bleiglastubus eingesetzt, bei den übrigen wurde das Feld beim Patienten durch Bleigummi abgedeckt.
- Zwischen Schalttisch und Röntgenröhre stand eine der üblichen fahrbaren Schutzwände. Außerdem war in diesem Raum noch ein Schreibtisch, an dem zum Teil während der Bestrahlung gearbeitet wurde. Alle 4 Wochen wurden durch die Lieferfirma Dosismessungen durchgeführt. Während des Einstellens der Bestrahlungsfelder und beim Patientenwechsel wurde der Apparat abgeschaltet. Die Spannung am Röntgengerät betrug 80 - 100 kV. Filterung 3 mm Aluminium. Nur selten wurde mit ungefilterter Strahlung gearbeitet. Mit dieser Einrichtung wurden bis 1936/37 fast täglich in 7 h etwa 15 - 20 Patienten mit 2 - 3 Feldern pro Patient mit 1/3 der Hauterythemdosis bestrahlt. 1936/37 wurde eine Tutohaube eingebaut.
- Fall B₂- 5 Herr Dr. E. hat seit dem 1.12.1920 bis zum 1.7.1955 stundenweise im Röntgenbetrieb gearbeitet. Er nahm dabei in seiner Eigenschaft als Chefarzt sämtliche anfallenden Durchleuchtungen vor. Er hat während seiner 35 jährigen ärztlichen Tätigkeit sehr häufig Frakturen unter Durchleuchtungskontrolle eingerichtet und dabei in den meisten Fällen keine Bleihandschuhe getragen. Bei dem Einrichten der Knochenbrüche wurde zwar eine Bleischürze ständig getragen, Handschuhe jedoch nur selten. Der Abstand der Hände von der Röhre betrug 20 - 30 cm.
- Fall B₂- 6 Frau Sp. war seit 1925/26 als Röntgeschwester in einer Röntgentherapieabteilung etwa 30 Jahre tätig. In den letzten Jahren sei sie während der Bestrahlungen nicht mehr im Bestrahlungsraum anwesend gewesen, da Strahlenschäden bei ihr bereits vermutet wurden.
- Fall B₂-20 Seit 1936 nur mit unwesentlichen Unterbrechungen als Lungenfacharzt in Lungenheilstätte und Lungenfürsorge gearbeitet. Dabei habe er zahlreiche Röntgendurchleuchtungen durchgeführt, z.T. seien die Röntgengeräte unzureichend mit apparativem Strahlenschutz ausgerüstet gewesen. Er habe 1946 einen Röntgenkater gehabt, im Jahre 1950 erste Veränderungen. An den Händen und an beiden Unterschenkeln seien die Haare ausgefallen. Später hätte sich die Haut an beiden Unterschenkeln bräunlich verfärbt.
- Fall B₂-22 Herr D. hat seit 1934 täglich 2 - 5 Zahnfilme selbst gehalten. 1952 Akrocyanose und Hyperkeratosen an beiden Händen.

- Fall B₂-23 Fr. K. hat von 1948 - 1959 Radium gepackt, ausgepackt und gesäubert. Der Strahlenschutz war unzureichend.
- Fall B₂-29/30 Seit Sommer 1961 hat Frl. P. bei Hautbestrahlungen mit einem Dermolux den Tubus bei den Bestrahlungen gehalten. Es seien täglich 8 - 10 Bestrahlungen durchgeführt worden.
- Fall B₂-31 Ein Röntgen-Ingenieur war seit 1956 und im verstärkten Maße seit 1962 Röntgenstrahlen ausgesetzt. Seine Tätigkeit besteht in der Prüfung von Röntgenapparaten und Röntgengeräten. Ab Mitte des Jahres 1961 arbeitete er in Indien.
- Fall B₂-34 Als Dipl.Chem. stellte Herr H. vom 1.1.1949 bis zum 31.12.1959 Radiumpräparate für Medizin und Technik her. Außerdem prüfte er sie auf Dichtigkeit, füllte um und reparierte sie. In der fast 13jährigen Tätigkeit verarbeitete er insgesamt 35 bis 40 Curie ²²⁶Ra, nur gelegentlich und dann in geringer Menge Mesothorium, Kobalt-60, Strontium-90 und Cäsium-137.
- Das in Glasröhrchen gelieferte Radiumsalz (Radiumsulfat?) mußte für die Präparation unterteilt und dosiert werden (100-150 mCi in Chargen von 2 - 10 mCi). Der Zeitaufwand für die Dosierung betrug etwa 3 bis 4 Stunden. Weitere 8 Stunden wurden für die Füllung von 10 Präparaten, wiederum 2 Stunden für das Verlöten nach 2stündiger Trocknung der Präparate benötigt. Das ²²⁶Ra befand sich dabei in einem Abzug mit 10 cm starkem Bleiboden und 16 cm starken Bleibrustwehren. Beide Hände und die unteren Drittel beider Unterarme befanden sich jedoch ungeschützt in Nähe des Radiums. Durch Pinzetten wurde der Abstand von der Strahlenquelle zu den Händen auf etwa 10 cm verlängert. Langstielige Instrumente wurden nicht benutzt; insbesondere wurde nicht mit den heute üblichen Fernbedienungsmanipulatoren gearbeitet.
- Die Auswertung des in der linken Brusttasche getragenen Taschendosimeters für die Zeit vom Februar 1960 bis einschließlich September 1962 ergab eine Strahlenbelastung der oberen Körperhälfte von insgesamt 28,1 R.
- Fall B₂-48 Ab 1923 arbeitete Herr P. im väterlichen Betrieb, in dem kleine Röntgenröhren für Demonstrationsversuche hergestellt wurden. Als Testobjekt verwendete er seine Hände. Diese Tätigkeit wurde vorwiegend bis 1933 ausgeübt.
- Fall C- 1 Frau R. hat vom 12.2.1951 bis 8.12.1952 an der Röntgenschirmbildstelle als Röntgenhelferin gearbeitet. Sie hat den Schalttisch bedient und zeitweise während der Durchleuchtungen im Raum die Befunde aufgenommen.
- Fall C- 7 Frau K. ist seit 1930 fast ohne Unterbrechung als Röntgenassistentin tätig gewesen. Bei den verwendeten Röntgengeräten wurden erhebliche Mängel an dem apparativen Strahlenschutz festgestellt.
- Fall C-10 Frau Dr. M. arbeitete von März 1954 bis Mai 1955 an einer Frauenklinik sehr häufig mit Radium. Die durch Filmdosimeter ermittelten Werte pro Woche überschritten zeitweise deutlich das zulässige Maß.
- Fall C-13 Röntgenassistentin ab 1926. Auftreten einer leichten Anaemie mit Leucopenie 1958. Seit Januar 1954 hat Frau J. täglich etwa 60-80 Thoraxaufnahmen und etwa 60 Tomographien in der Woche angefertigt. Die räumlichen Verhältnisse in der Röntgenabteilung waren beengt. Der Schalttisch, an dem sich die Assistentin befindet, steht im Untersuchungs-

zimmer, in dem die Thoraxdurchleuchtungen, Aufnahmen und Schichtaufnahmen durchgeführt werden. Insbesondere steht die Schaltapparatur dicht neben dem Schichtgerät.

Eine Überprüfung der Röntgenapparatur durch die Physikalisch-Technische Bundesanstalt Braunschweig deckte eine falsche Aufstellung der Strahlenschutzwand und einen Fehler an der Streustrahlenblende der Röhre auf.

Fall C-20 Herr F. hat als Physiker sehr oft und in hohen Mengen jahrelang mit Tritium für Leuchtziffermasse gearbeitet, Einzelmengen bis zu 2 Ci. Dabei wurden nicht die nötigen Vorsichtsmaßnahmen ergriffen. Vorher hatte Herr F. mit Ra-Strahlen gearbeitet.

Untersuchungen auf ^3H -Inkorporationen ergaben

am 21. 6.63	=	7.500 n Ci
" 26. 7.63	=	4.800 "
" 23.10.63	=	26.000 "
" 6.12.63	=	4.200 "

Fall C-22 Eine Sekretärin eines pharmazeutischen Betriebes stürzte 1957 und brach sich das Bein. Der Heilungsprozeß war außergewöhnlich langwierig. Bei der operativen Behandlung fiel die Härte des Knochens auf. 1962 Krankenhausbehandlung wegen verschiedener Erkrankungen, dabei auch eine Anaemie. Erst jetzt wurde nach einer Inkorporation eruiert. Untersuchungen im Body-Counter in Landstuhl ergaben am 5.4.1963 11 μCi ^{226}Ra , daneben in gleicher Menge ^{210}Pb (Radium D). Tod am 29.5.1964 an dekompensierter aplastischer Anaemie. Durch Gutachten wurde die incorporierte Menge an ^{226}Ra auf 2.500 μCi berechnet.

Fall C-23 Herr Dr. Gl. hatte in den Jahren 1947 bis 1954 neben normaler Röntgentätigkeit (Magen-, Darm-, und urologischen Untersuchungen) häufig Knochenbrüche unter Röntgen-Durchleuchtung mit einer Kugel und Kryptoskop einzurichten. Auch wurden damit Fremdkörper im OP gesucht. Bei der Durchleuchtung wurde ein Kryptoskop in Form einer Brille benutzt, Schutzschürze wurde nur selten getragen, oft wurde statt mit Durchleuchtungsstrom mit Aufnahmestrom (60kV, 10 mA) gearbeitet.
3. 1962 wurde die Leucaemie erstmals erkannt. 5 Monate später verstarb Herr Dr. Gl.

Fall E - 5 Seit 1936 arbeitete Frau M. als Uhrzifferblattmalerin in Heimarbeit. Bis 1951 hat sie die Zifferblattzahlen mit dem Pinsel gemalt. Seit 1951 wurde diese Tätigkeit mit einer Spritzdüse und Fußbedienung ausgeführt. Bei der Maltätigkeit betrug der Arbeitsabstand vom Gesicht zu dem radioaktiven Material 10 cm, wobei die tägliche Arbeitszeit durchschnittlich 10 Stunden betrug. Seit Anwendung der Preßluftdüse wurde das radioaktive Material mit einem bleigeschützten Handstück appliziert. Der Arbeitsabstand blieb der gleiche, da die Ziffern mit der Lupe angefertigt wurden. Das radioaktive Material stand bis zur Feststellung durch das Gewerbeaufsichtsamt 1959 in Glasbehältern unabgeschirmt auf dem Arbeitsplatz ebenso wie die Grundmasse. Die Untersuchte war auch nicht im Besitz besonderer Arbeitsvorschrift. Nach der Arbeit wurden die Hände mit Aceton gereinigt und anschließend mit Seife gewaschen. Von Zeit zu Zeit stellte Frau M. dann trotz dieser Reinigungsmaßnahmen in der Nacht leuchtende Spuren radioaktiven Materials an den Fingerspitzen fest.

Ergebnisse der Body-Counter-Untersuchung am 29.9.1959:

2	$\cdot 10^{-8}$	Ci	^{226}Ra	(Messung in Papieranzug)
1	$\cdot 10^{-7}$	Ci	^{226}Ra	(Messung in Hausanzug)
1	$\cdot 10^{-6}$	Ci	^{226}Ra	Arbeitskleidung
0,9	$\cdot 10^{-8}$	Ci	^{226}Ra	Kleidung des Sohnes

Die Überprüfung der Wohnung auf Kontamination ergab überall eine mehr oder weniger starke Kontamination.

DISKUSSION

SAUERMAN: Für die Beurteilung des von Ihnen angegebenen Tritium-Ausscheidungswertes von 26 000 nCi/Probe ist es wichtig zu wissen, auf welches Probevolumen sich die Angabe bezieht.

Bezieht sich die Angabe auf 1 l Urin, liegt der angegebene Wert nur wenig über 23 nCi/ml, dem Wert, welcher als "zugelassener" Dauerausscheidungswert angenommen wird. Bezieht sie sich auf 1 ml, so würde dagegen eine sehr hohe Einzeldosis anzunehmen sein.

RAHM: Nach den Abschriften der Originalakten handelte es sich um Größenordnungen bis zu 26 000 μCi .

WECHSELBERGER: Ein im Kernkraftwerk Beschäftigter bekomme nach beispielsweise 20 Jahren Tätigkeit im Kontrollbereich Leukämie oder Lungenkrebs. Wird diese Krankheit als Berufskrankheit anerkannt, wenn er im Mittel eine Dosis von 1 - 3 rem/Jahr erhalten hat? Werden höhere Einzeldosen (z. B. 1 - 2 rem) risikoerhöhend berücksichtigt?

RAHM: Zur Frage Lungenkrebs: Diese Krankheit als Strahlenschaden kann nur durch Einatmen radioaktiv verseuchter Luft ausgelöst werden, wobei die Dosis mehrere tausend rem betragen muß. Bei Kombination Rauchen und Strahlung ist die Entstehung eines Krebses sehr viel leichter möglich. Im allgemeinen sind Lungenkrebse nur bei Bergleuten bekannt, die in radonhaltiger Luft gearbeitet haben.

Bei der Leukämieentstehung durch Strahlen ist bekannt - anhand der Untersuchungen nach den Atombombenexplosionen -, daß eine einmalige Dosis von 25 - 50 rem die Leukämierate verdoppelt. Bei chronischer Belastung mit geringen Dosen muß die insgesamt eingestrahlte Dosis sehr viel höher sein. Sie ist abhängig von der Belastungszeit und Belastungsspitzen. Genauere Werte können hierfür noch nicht angegeben werden. Außerdem sind die festgestellten Werte der Filmüberwachung noch umzurechnen von der Oberflächendosis auf eine mittlere Knochenmarksdosis. Dabei tritt eine erhebliche Dosisverminderung ein. Für 5 cm Gewebe ist sie je nach Strahlenhärte zwischen 3/4 bei sehr harter oder 1/30 bei weicher γ -Strahlung anzusetzen. Die Wahrscheinlichkeit, eine Leukämie durch jahrelange Arbeit im Kontrollbereich durch Strahleneinwirkung zu bekommen, ist sehr klein, auch wenn die maximal zulässige Dosis voll ausgeschöpft wurde. Ausdrücklich unterstrichen werden muß, daß eine laufende und ständige Dosisermittlung stattgefunden hat.

BINDEWALD: Sie haben keine Zahlen über Strahlenschäden bei Beschäftigten an Kernreaktoren genannt. Darf ich das als Bestätigung dafür ansehen, daß dort keine Strahlenschäden vorgekommen sind?

RAHM: Es sind mir keine Strahlenschäden bei Beschäftigten an Kernreaktoren bekannt.

HACKE: Es sei auf zwei Personenkreise besonders hingewiesen, die an Forschungseinrichtungen arbeiten: Kernphysiker und Strahlenchemiker. Diese Personen glauben oft auf Grund ihrer wissenschaftlichen Qualifikationen, genügend vom Strahlenschutz zu verstehen. Die Erfahrung am HMI zeigt, daß dies durchaus nicht der Fall sein muß.

DIE STRAHLENSCHUTZÄRZTLICHE ÜBERWACHUNG UND IHRE EFFEKTIVITÄT

G. MÖHRLE

GESELLSCHAFT FÜR KERNFORSCHUNG MBH, KARLSRUHE

MEDIZINISCHE ABTEILUNG

Zusammenfassung

Nach einer statistischen Auswertung von mehr als 39 700 strahlenschutzärztlichen Überwachungsuntersuchungen in den Kernforschungszentren Jülich und Karlsruhe im Hinblick auf die dabei erhobenen gesundheitlichen Bedenken werden Erfahrungen und Aspekte bezüglich strahlenschutzärztlicher Untersuchungen erörtert. Die sich abzeichnende Problematik der gesundheitlichen Überwachung bei betriebsfremdem Reparatur- und Wartungspersonal in kerntechnischen Einrichtungen wird dargelegt. Abschließend stellt der Referent einige Vorschläge für die Effektivierung der Strahlenschutzüberwachung zur Diskussion.

Die strahlenschutzärztliche Überwachung beruflich strahlenexponierter Personen ist in den §§ 46 bis 52 der 1. Strahlenschutzverordnung geregelt. Nach nun fast 12 Jahren praktischer Erfahrungen erscheint eine kritische Betrachtung ihrer Effektivität angebracht.

Eine umfassende statistische Auswertung einer großen Zahl von Überwachungsuntersuchungen stößt aus verschiedenen Gründen auf Schwierigkeiten. Die Vielzahl der Untersucher, die verschiedenen z.T. sehr speziellen Arbeitsbereiche und die sich daraus ergebenden unterschiedlichen Gesichtspunkte sowie die uneinheitlich geregelten Nachuntersuchungsfristen etc. erlauben nur sehr pauschale Vergleiche. Es sollen daher im Rahmen dieser Ausführungen nur die beiden Kernforschungszentren Jülich und Karlsruhe zur Auswertung der strahlenschutzärztlichen Überwachungsuntersuchungen herangezogen werden, weil beide von den gegebenen Verhältnissen her bei einem größeren Personenkreis am ehesten vergleichbare Voraussetzungen bieten. Dank der Unterstützung durch meinen Kollegen Dr. Küpper von der Kernforschungsanlage Jülich ergeben sich für die beiden Zentren einige interessante Aspekte. Insgesamt wurden in den beiden Zentren von 1961 bis Ende 1971 bei 8 474 Personen 39 714 strahlenschutzärztliche Überwachungsuntersuchungen durchgeführt. Hierbei wurden bei 687 Personen gesundheitliche Bedenken vorübergehend oder auf Dauer erhoben, das entspricht 8,1 % der Untersuchten. Unter Außerachtlassung der gesundheitlichen Bedenken wegen Schwangerschaft verbleiben 596 Bedenken = 7,0 %. Bei den in beiden Zentren entsprechend der 1. Strahlenschutzverordnung überwachten weiblichen Mitarbeitern mußten allein wegen Schwangerschaft insgesamt 10,7 % gemäß § 23 vorübergehend gesperrt werden.

Von besonderer Bedeutung erscheint jedoch die in beiden Zentren praktizierte Differenzierung der gesundheitlichen Bedenken in zwei Gruppen. Die erste Gruppe umfaßt die generellen Bedenken gegen den Umgang mit offenen radioaktiven Stoffen und eine Beschäftigung in Kontrollbereichen; die andere Gruppe die gesundheitlichen Bedenken, die ausschließlich gegen den Umgang mit offenen radioaktiven Stoffen erhoben wurden, nicht jedoch gegen eine Beschäftigung in Kontrollbereichen, soweit dort keine Möglichkeit einer Inkorporation bzw. Kontamination gegeben ist. Diese Trennung zwischen den ausschließlich gegen den Umgang mit offenen radioaktiven Stoffen bestehenden gesundheitlichen Bedenken, d.h. gegen die Möglichkeit einer Inkorporation und/oder Kontamination und den generellen Bedenken gegen jeglichen Umgang mit ionisierenden Strahlen hat sich, soweit sie arbeitsplatzmäßig

durchführbar ist, bestens bewährt. Bei den insgesamt 596 gesundheitlichen Bedenken (ohne Schwangerschaften) in Jülich und Karlsruhe wurden generelle Bedenken nur 163 mal = 27,5 % erhoben, Bedenken ausschließlich gegen den Umgang mit offenen radioaktiven Stoffen dagegen bei 433 Personen = 72,5 %. Fast die Hälfte dieser Bedenken gegen die Möglichkeit einer Inkorporation bzw. Kontamination bestanden wegen Hauterkrankungen, danach folgten Erkrankungen der Atmungsorgane bzw. der Nieren.

Will man jedoch diese Trennung der gesundheitlichen Bedenken in zwei Kategorien durchführen, muß vom Strahlenschutzarzt erwartet werden, daß er nicht nur pauschal und betriebsfremd die ärztlichen Überwachungsuntersuchungen durchführt, sondern daß er die jeweiligen arbeitsplatzbedingten Verhältnisse auch im Detail kennt und gemeinsam mit dem Strahlenschutzverantwortlichen des zu betreuenden Betriebes die Möglichkeiten und Risiken einer solchen Differenzierung überprüft. Andererseits obliegt es dem Strahlenschutzverantwortlichen darauf zu achten, daß diese Einschränkungen des Arbeitseinsatzes eingehalten werden.

Hier zeigt sich auch die Bedeutung der ärztlichen Erstuntersuchung, die möglichst frühzeitig, am besten schon bei der Vorstellung zur Einstellung erfolgen soll. Von der Gesamtzahl der erhobenen gesundheitlichen Bedenken in den beiden Kernforschungszentren wurden 388 von 596 bei den Erstuntersuchungen festgestellt, während sich bei den 31 240 Nachuntersuchungen lediglich bei 208 Personen = 0,67 % der Nachuntersuchungen gesundheitliche Bedenken ergaben.

Die strahlenschutzärztliche Erstuntersuchung ist primär eine Vorsorgeuntersuchung, um bei einer Person mit eventuell bestehenden gesundheitlichen Bedenken von vornherein das Risiko einer beruflichen Strahlenexposition auszuschließen. Auch bei den an sich vorgeschriebenen halbjährlichen Nachuntersuchungen stehen die rein arbeitsmedizinischen Gesichtspunkte gegenüber den strahlenschutzärztlichen bei weitem im Vordergrund. Mit den üblicherweise durchgeführten hämatologischen Laboruntersuchungen ist es nicht möglich, signifikante Blutveränderungen schon im Bereich der maximal zulässigen Strahlenexposition festzustellen. Demgegenüber überwiegen die routinemäßig und sorgfältig durchgeführten physikalischen und radiochemischen Strahlenmeß- und -nachweismethoden, die es in den meisten Fällen schon gestatten, Strahlenbelastungen zu erkennen, die den natürlichen Strahlungspegel nur wenig überschreiten. Nur ein gutes und verständnisvolles Zusammenwirken von physikalischer, radiochemischer und ärztlicher Überwachung ermöglicht daher eine optimale gesundheitliche Überwachung beruflich strahlenexponierter Personen.

Wird die dosimetrische und gegebenenfalls auch die Inkorporationsüberwachung routinemäßig durchgeführt und findet sich weder eine externe Strahlenbelastung noch eine Inkorporation, die oberhalb der in § 25, Abs. 3 der Strahlenschutzverordnung festgelegten Werte liegen, so erübrigt sich auch u. E. eine halbjährliche ärztliche Nachuntersuchung aus Strahlenschutzgründen. Läßt sich jedoch eine wenn auch nur geringe Dosisüberschreitung bzw. Inkorporation feststellen, so sollte es dem zuständigen Strahlenschutzarzt in enger Zusammenarbeit mit dem Strahlenschutzverantwortlichen überlassen bleiben, welche weiteren Maßnahmen er zur Abgrenzung bzw. Feststellung einer eventuellen gesundheitlichen Schädigung für notwendig erachtet. Dies kann bei einer externen Strahlenexposition eine in kürzeren Abständen durchzuführende hämatologische Untersuchung, gegebenenfalls unter Anwendung spezieller Labormethoden (z.B. Chromosomenuntersuchungen, Knochenmarksausstriche etc.), oder im Falle einer Inkorporation die kurzfristige Wiederholung der Body-Counter-Untersuchung bzw. die häufigere Vornahme von Ausscheidungsanalysen sein.

Dieses Eingehen auf die tatsächlichen Gegebenheiten erscheint wesentlich sinnvoller als die den Vorschriften genügende, aber nicht sonderlich effektive routinemäßige halbjährliche ärztliche Untersuchung. Es erfordert jedoch vom Strahlenschutzarzt eine weitgehende Kenntnis der Möglichkeiten und Grenzen der verschiedenen Überwachungsmethoden und Erfahrungen bezüglich deren Verwertbarkeit bei der Beurteilung eventueller Strahlenschädigungen. Es wird bei diesen Gedanken über eine Lockerung der Bestimmungen über die Nachuntersuchungsfristen keineswegs übersehen, daß das Bekanntsein

des normalen Blutbild-Profiles, welches bei jedem einzelnen normalerweise von Monat zu Monat und Jahr zu Jahr nur in engen Grenzen variiert, dem Strahlenschutzarzt im Falle einer Strahlenüberexposition eine wesentliche Hilfe bedeutet. Der Sinn einer Nachuntersuchung liegt demnach weniger in der eigentlichen routinemäßigen Strahlenschutzüberwachung, sondern neben anderen arbeitsmedizinischen Aspekten mehr in der Dokumentation von Ausgangsbefunden für den Fall einer eventuellen Überexposition.

Mancherorts ist auch bei einer Beendigung der Tätigkeit im Sinne der Strahlenschutzverordnung bzw. bei Wechsel des Betriebes eine ärztliche Abschlußuntersuchung üblich. Dies erscheint jedoch nur dann effektiv, wenn dem untersuchenden Arzt die bisherigen gesamten Strahlenbelastungen mitgeteilt werden und außerdem, falls der Betreffende mit offenen radioaktiven Stoffen umgegangen war, das Ergebnis einer abschließenden Inkorporationsüberwachung. Ergibt sich jedoch kein Anhalt für eine Strahlenexposition, so ist von einer ärztlichen Abschlußuntersuchung an sich auch nichts Zusätzliches zu erwarten. Man hat manchmal das Gefühl, daß die Strahlenschutzverantwortlichen die ärztlichen Untersuchungen gerne als Alibi betrachten, ohne sich darüber im Klaren zu sein, daß bei eventuell nach Jahren zu Recht oder zu Unrecht erhobenen Regreßansprüchen eine fehlende abschließende Inkorporationsüberwachung z.B. nicht durch eine veranlaßte ärztliche Routine-Abschlußuntersuchung ersetzbar ist und die Beweislast darum sehr unangenehm werden kann.

Es soll hier auch einmal deutlich ausgesprochen werden, daß gemäß § 46, Abs. 2, der Arbeitgeber und damit der Strahlenschutzverantwortliche für die Einhaltung der Nachuntersuchungsfristen zuständig ist und nicht der Strahlenschutzarzt. Die Kontrolle säumiger Arbeitnehmer und ihre Weiterbeschäftigung trotz fehlender ärztlicher Bescheinigung geht voll zu Lasten des Strahlenschutzverantwortlichen.

Wenn aber hier von den Nachuntersuchungen die Rede ist, so soll zu der Frage der einheitlichen Regelung der Untersuchungsfristen ebenfalls Stellung genommen werden. § 46, Abs. 2 der Strahlenschutzverordnung schreibt die routinemäßige halbjährliche Nachuntersuchung vor. Gemäß Absatz 3 desselben Paragraphen kann die Aufsichtsbehörde gestatten, daß der Arbeitgeber einen Arbeitnehmer oder eine bestimmte Gruppe von Arbeitnehmern gelegentlich in Kontrollbereichen ohne Untersuchung im Sinne des Absatzes 1 beschäftigt, wenn der einzelne Arbeitnehmer bei dieser Beschäftigung nicht mit radioaktiven Stoffen umgeht und keine höhere als die in § 29, Abs. 2, bezeichnete Dosis erhalten kann. Die Aufsichtsbehörde kann ferner gestatten, daß für eine Gruppe von Arbeitnehmern die in Absatz 2 bestimmte Frist für die erneute Untersuchung verlängert wird oder daß diese Arbeitnehmer nicht erneut zu untersuchen sind, wenn sie dadurch nicht gefährdet werden. Bei beruflich strahlenexponierten Personen darf die in Absatz 2 bestimmte halbjährliche Frist auf höchstens ein Jahr verlängert werden. Diese Variationsmöglichkeiten des Absatzes 3 haben nun in den einzelnen Bundesländern zu ganz verschiedenen Auslegungen geführt. In dem einen Land wird z.B. das Personal kerntechnischer Einrichtungen generell einmal jährlich untersucht, während andere Arbeitnehmer nicht erneut oder nur in größeren Zeitabständen ärztlich überwacht werden. Andere haben gem. § 29, Abs. 2, Personen, die nicht ständig in Kontrollbereichen tätig sind und nicht mit radioaktiven Stoffen umgehen, soweit sie dabei 1,5 rem/Jahr nicht überschreiten, aus der Gruppe der beruflich strahlenexponierten herausgenommen. Wieder andere Aufsichtsbehörden gestatten teilweise für beruflich strahlenexponierte Personen die jährliche Nachuntersuchungsfrist, so lange im jeweils infragekommenden Zeitraum eine Überschreitung des 0,5-fachen der höchstzulässigen Personendosis gemäß § 25, Abs. 3, nicht erfolgt oder nicht zu erwarten ist. Dies bedeutet aber genaugenommen, daß diese Verlängerung nur Gültigkeit hat, so lange bei diesem Personenkreis nicht zu erwarten ist, daß 1,5 rem innerhalb von 13 Wochen bzw. 2,5 rem/Jahr erreicht werden.

Aufgrund dieser Uneinheitlichkeit in der Auslegung der Fristen für die ärztlichen Nachuntersuchungen gelten nun z.B. bei Arbeitnehmern, die in mehreren Bundesländern tätig werden, verschiedene Untersuchungsfristen. Von der für seinen Wohnsitz zuständigen Aufsichtsbehörde wird z.B. eine einjährige Nachuntersuchung verlangt, aber in einem anderen Bundesland kann er zwischenzeitlich nur tätig werden, wenn er nach Ablauf von 6 Monaten erneut untersucht wird.

Dieses Problem des zeitweiligen Wechsels des Arbeitsplatzes leitet hier gleich auf das wohl zur Zeit brisanteste Thema der Strahlenschutzüberwachung über, zu dem des sogenannten nicht betriebs-eigenen Wartungs- und Reparaturpersonals in kerntechnischen Einrichtungen, insbesondere an Kernkraftwerken. Dieses Personal umfaßt Arbeitnehmer verschiedenster Firmen, das meist nur kurzfristig an zum Teil besonders strahlenexponierten Stellen eingesetzt wird. Dieser Einsatz kann sich gegebenenfalls im Laufe eines Jahres an mehreren in verschiedenen Bundesländern liegenden Stellen wiederholen. Es handelt sich hierbei um einen Personenkreis, der im Sinne des § 24 zunächst nicht als strahlenexponiert betrachtet werden kann, da er sich weder gewöhnlich in Kontrollbereichen aufhält noch an sich mit radioaktiven Stoffen umgeht. In der Praxis muß jedoch bei diesen Reparatur- und Wartungsarbeiten in Kernkraftwerken mit einer Strahlenbelastung gerechnet werden, die die des § 29, Abs. 2, nicht nur weit überschreitet, sondern zum Teil auch, zumindest bei mehrmaligem Einsatz innerhalb eines Jahres, die höchstzulässigen Dosen des § 25, Abs. 3.

Um dieses zu ermöglichen, wird dieser Personenkreis für die Zeit eines kurzfristigen Einsatzes als beruflich strahlenexponiert gemäß der Strahlenschutzverordnung deklariert und gleichzeitig die Möglichkeiten des § 25, Abs. 4, in Anwendung gebracht. Hinzu kommt, daß die auf jeden Zeitraum von 13 aufeinanderfolgenden Wochen verteilte tatsächlich aufgenommene Dosis bis zu 3 rem bezüglich der zeitlichen Dosisverteilung zum Teil sehr großzügig ausgelegt wird und diese 3 rem manchmal schon nach 1 bis 4 Tagen erreicht werden. Danach verschwinden diese Beschäftigten entweder völlig aus dem kontrollierten Kreis der beruflich Strahlenexponierten, oder es erfolgt wieder einmal irgendwo, eventuell schon nach drei Monaten oder auch früher, ein erneuter Einsatz.

Ist also die bisher aufgenommene Lebensalterdosis bekannt bzw. gleich null, so kann die laufende 13-Wochen-Dosis so lange 3 rem, d.h. also jährlich 12 rem betragen, bis die höchstzulässige Lebensalterdosis erreicht wird. Das bedeutet, daß ein Zwanzigjähriger unter voller Ausnutzung des § 25, Abs. 4, etwa ein Jahr tätig sein kann, bevor sein weiterer Einsatz gemäß § 25, Abs. 3 erfolgen muß, ein Vierzigjähriger dagegen ohne bisherige berufliche Strahlenbelastung fünfzehn Jahre lang mit bis zu 12 rem jährlich belastet werden kann.

Man fragt sich angesichts dieser Fakten zu Recht, warum dann einerseits die zum Teil kleinliche Auslegung der Nachuntersuchungsfristen seitens verschiedener Aufsichtsbehörden bei normaler Belastung gemäß § 25, Abs. 3. Andererseits ergeben die Möglichkeiten, die der § 25, Abs. 4 in sich birgt, aber auch gewisse Bedenken, ob in solchen Fällen mit eventuellen jahrelangen Dosen in der Größenordnung bis zu 12 rem jährlich die normale ärztliche Routineüberwachung ausreicht. Hier wäre, schon um die Kenntnisse der Strahlenwirkung auf den Menschen in kleinen Dosisbereichen zu erweitern, eine möglichst zentrale Erfassung und Kontrolle dieser Personen mit gezielten speziellen Untersuchungsmethoden nicht nur wünschenswert, sondern durchaus angebracht.

Im Bereich des Reparatur- und Wartungspersonals an Kernkraftwerken verdienen jedoch, wie die Praxis zeigt, noch einige andere Aspekte Beachtung. Im Falle solcher geplanter oder auch unvorhergesehener Abschaltphasen können innerhalb weniger Tage bis zu hundert und noch mehr betriebsfremde Personen in Einsatz kommen, die nur zum Teil schon früher einmal anderswo strahlenschutzüberwacht wurden, zum Teil aber auch bisher noch nicht in Kontrollbereichen tätig waren. Dies bedeutet für den für das Kernkraftwerk zuständigen meistens nebenberuflichen Strahlenschutzarzt eine unzumutbare Belastung, so daß in weitem Umkreis auch andere Strahlenschutzärzte letztlich fremdes Personal ohne genaue Kenntnis über die Einsatzsituation untersuchen sollen und müssen. Häufig erscheint nach kurzfristiger telefonischer Anmeldung frühmorgens, zum Teil auch am Wochenende, Reparaturpersonal, das schon zwei bis drei Stunden später in Einsatz kommen soll. Sind diese Personen schon irgendwo strahlenschutzärztlich überwacht worden, so fehlen fast immer die früheren ärztlichen Untersuchungsergebnisse und die ärztliche Bescheinigung gemäß § 47. Häufig ist weder der Name noch die Anschrift des voruntersuchenden Arztes bzw. das Datum der letzten Untersuchung bekannt, ebenso wenig die bisherigen Strahlenbelastungen. Letzteres hat immerhin dazu geführt, daß der Strahlenschutz vieler Großfirmen und Energieversorgungsunternehmen eigene sogenannte Strahlenpässe eingeführt hat, in die jeweils die

Ergebnisse der Füllhalterdosimeter eingetragen werden, seltener jedoch die Auswertungen der amtlichen Filmdosimeterüberwachung, da diese meist erst 8 bis 12 Wochen später beim Genehmigungsinhaber eintreffen. Zu dieser Zeit ist der größte Teil des Reparaturpersonals, das z.T. nur wenige Tage in Einsatz war, längst wieder irgendwo in der Bundesrepublik außerhalb oder innerhalb von Kontrollbereichen tätig. Meist werden zwar die Auswertungsergebnisse der amtlichen Filmdosimeterüberwachung vom Genehmigungsinhaber an die einzelnen Fremdfirmen nachträglich mitgeteilt, aber da diese betreffenden Fremdfirmen nicht der Strahlenschutzverordnung unterliegen, da sie selbst ja keine Genehmigungsinhaber sind, bestehen an der Führung einer Dosiskartei berechnete und erhebliche Zweifel. Diese Einführung inoffizieller Strahlenschutzpässe ist zwar ein lobenswerter Versuch, diesen Mißständen zu begegnen, aber leider völlig unzureichend, da z.T. ohne weiteres Fremdfirmenangehörige mehrere solcher Strahlenpässe haben können bzw. sie gar nicht aufbewahren. Außerdem reicht die meist alleinige Registrierung der Meßergebnisse der Taschenionisationskammern bei diesen exponierten Arbeiten als Dosisnachweis nicht aus. Der Meßbereich dieser Füllhalterdosimeter überdeckt nur etwa den Faktor 20, d.h. das Routinegerät mißt also von 10 bis 200 mrem. Nur wenn mehrere Füllhalterdosimeter verschiedener Empfindlichkeit getragen werden, kann überhaupt erst der für den Strahlenschutz notwendige Dosisbereich voll erfaßt werden.

Anhand der bisherigen praktischen Erfahrungen und kritischen Überlegungen soll abschließend versucht werden, Vorschläge für eine Effektivierung der Strahlenschutzüberwachung aus ärztlicher Sicht zur Diskussion zu stellen.

1. Neben der obligatorischen strahlenschutzärztlichen Erstuntersuchung sind bei beruflich strahlenexponierten Personen, deren Strahlenbelastung die in § 25, Abs. 3 der 1. Strahlenschutzverordnung angegebenen Werte nicht überschreitet, Nachuntersuchungen in einjährigem Abstand voll ausreichend. An dieser einheitlichen einjährigen Nachuntersuchungsfrist soll jedoch aus präventiv- und arbeitsmedizinischen Gründen festgehalten werden, zumal zu erwarten ist, daß solche Untersuchungsfristen im Rahmen der allgemeinen betriebsärztlichen Vorsorgeuntersuchungen in naher Zukunft eingeführt werden. Kann jedoch aufgrund erhöhter Strahlenbelastungen oder aus anderen Anlässen eine gesundheitliche Gefährdung nicht ausgeschlossen werden, sollen der Strahlenschutzarzt oder die Aufsichtsbehörde in kürzeren Zeitabständen eine ärztliche Untersuchung durchführen bzw. veranlassen. Der Arbeitgeber hat dem ermächtigten Arzt zum Untersuchungstermin grundsätzlich die auf den letzten Stand gebrachten Ergebnisse der Personendosimetrie und gegebenenfalls auch der Inkorporationsüberwachung mitzuteilen und zwar sowohl bezüglich der tatsächlichen Lebensalterdosis als auch der Jahresdosis seit der letzten Untersuchung. Die bisherige Fassung des § 46, Abs. 4, daß dem Arzt diese Meßergebnisse lediglich zugänglich zu machen sind, bedarf einer strafferen Neuregelung.

2. Die Einführung eines bundeseinheitlichen Strahlenschutzpasses für beruflich strahlenexponierte Personen erscheint unumgänglich und vordringlich. Um diesen Paß effektiv zu gestalten, sollten folgende Gesichtspunkte beachtet werden:

Der Strahlenschutzpaß wird generell vor Aufnahme einer Tätigkeit im Sinne des § 24 der 1. Strahlenschutzverordnung jedem Arbeitnehmer ausgehändigt und erhält die Nummer des Personalausweises und ein Lichtbild seines Inhabers. Die Ausgabe des Strahlenschutzpasses wird im Personalausweis vermerkt. Der erstuntersuchende Strahlenschutzarzt trägt entweder die Unbedenklichkeit oder eventuelle gesundheitliche Bedenken und sonstige Tätigkeitsbeschränkungen aus gesundheitlichen Gründen (z. B. nichttauglich für Atemschutzanzüge u. dergl.) in eine entsprechende Rubrik des Strahlenschutzpasses ein, daneben Untersuchungsdatum, Anschrift mit Telefon sowie eventuelle Verkürzungen der Nachuntersuchungsfristen etc.; das gleiche gilt für die Nachuntersuchungen.

Um eine fortlaufende und exakte Kontrolle der Strahlenmeßergebnisse zu gewährleisten, sollten zumindest in kerntechnischen Einrichtungen, Kernkraftwerken etc. sowie bei nichtstationärem Personal die Glasdosimeter anstelle der Filmdosimeter als offizieller Dosisnachweis zugelassen werden. Unter

Stichprobenkontrolle der zuständigen Aufsichtsbehörde können die Auswertungen in diesen Einrichtungen von den Strahlenschutzverantwortlichen selbst vorgenommen und in den Strahlenpaß monatlich oder, bei Fremdpersonal, nach jedem kürzeren Einsatz eingetragen werden. Einmal jährlich müssen diese Glasdosimeter, deren Nummer mit der des Strahlenpasses identisch sein müßte, an die zuständige Aufsichtsbehörde zur Endkontrolle und Löschung gegeben werden. Gleichfalls hat der Strahlenschutzverantwortliche beim Umgang mit radioaktiven Stoffen die Ergebnisse der Inkorporationsüberwachung einzutragen.

In diesem Zusammenhang wäre eventuell die Errichtung einer zentralen Dosiskartei mit Hilfe der modernen Datenverarbeitung durchaus begrüßenswert.

Eine möglichst baldige eingehende Diskussion dieser Vorschläge im Hinblick auf den sich in den nächsten Jahren zusehends erweiternden Kreis der beruflich strahlenexponierten Personen erscheint im Interesse einer möglichst optimalen gesundheitlichen Überwachung dieser Arbeitnehmer nicht nur wünschenswert, sondern auch erforderlich.

DISKUSSION

BÖDEGE: Wir Kraftwerksbetreiber begrüßen die Vorschläge sehr, die Sie hier machen. Eine Schwierigkeit scheint mir aber grundlegend zu sein: Die 1. SSV0 ist gewissermaßen schizophren, sie spricht im § 36 vom "Genehmigungsinhaber", im § 46 vom "Arbeitgeber". Auch dies müßte parallel mit den von Ihnen vorgeschlagenen Maßnahmen geändert werden.

ORGANISATORISCHER UND PRAKTISCHER STRAHLENSCHUTZ IN EINER NUKLEARMEDIZINISCHEN ABTEILUNG

A. KAUL, K. OEFF

KLINIKUM STEGLITZ DER FREIEN UNIVERSITÄT BERLIN
NUKLEARMEDIZINISCHE ABTEILUNG

ZUSAMMENFASSUNG

Die Anwendung von radioaktiven Stoffen in Diagnostik und Therapie sowie in der medizinischen Grundlagenforschung erfordert einen umfangreichen Schutz des Einzelnen und der Allgemeinheit vor Schäden durch Strahlen radioaktiver Stoffe. Für die praktische Durchführung des Strahlenschutzes in der Nuklearmedizin bedarf es allerdings einer Organisationsform, die den speziellen Belangen eines klinischen Betriebes angepaßt ist, d.h. bei minimaler Behinderung des Funktionsablaufes insbesondere bei der Patientenversorgung ein Maximum an Schutz für die dort tätigen Personen sowie für die Allgemeinheit beinhaltet.

Am Beispiel des Klinikums Steglitz der Freien Universität Berlin werden die räumliche Gliederung einer modernen Nuklearmedizinischen Abteilung mit den Sektionen Diagnostik, Therapie, Physik, Radiochemie, experimentelle Nuklearmedizin und Gastlaboratorien entsprechend den Belangen des Strahlenschutzes sowie die Organisation der Strahlenschutzüberwachung und deren praktische Erfahrungen während einer dreijährigen Betriebszeit beschrieben. Darüber hinaus wird anhand eines Flußdiagramms der Funktionsablauf bei Unfällen größeren Ausmaßes mit externer und/oder interner Strahleneinwirkung geschildert.

EINLEITUNG

Die Anwendung von offenen radioaktiven Stoffen in Diagnostik, Therapie und medizinischer Grundlagenforschung hat während der letzten Jahren zunehmend an Bedeutung gewonnen. Diese Entwicklung wird u.a. aus der Einfuhr von Radionukliden in die Bundesrepublik deutlich, die sich, von umschlossenen Strahlenquellen mit Aktivitäten oberhalb von 50 Ci abgesehen, im Jahre 1968 etwa um einen Faktor 10 gegenüber der im Jahre 1960 unterschied (1). Als weiterer Hinweis für die rasche Entwicklung der Nuklearmedizin auf internationaler Ebene ist die Zahl der wissenschaftlichen Publikationen zu werten, die nach einer Erhebung der hiesigen Dokumentationsstelle für Nuklearmedizin zwischen 1960 und 1968 um das Fünffache angestiegen ist (2, 3). Auf den geographisch begrenzten Bereich von Berlin (West) bezogen, wird die Entwicklungstendenz der Nuklearmedizin besonders deutlich: nach den Ergebnissen eingehender Untersuchungen durch AURAND und HINZ (4) über die Anzahl der jährlichen Applikationen von offenen radioaktiven Stoffen in der Medizin während der Jahre 1953 bis 1968 zeigt sich eine Verdoppelung der Zahl der Anwendungen zwischen 1964 und 1968. Auf die Einwohnerzahl von Berlin (West) bezogen, liessen die Erhebungen darüber hinaus die Häufigkeit der nuklearmedizinischen Untersuchungen pro Kopf der Bevölkerung erkennen: danach wurde im Jahre 1968 im Mittel jeder 100. Einwohner der Stadt einmal pro Jahr einer nuklearmedizinischen Untersuchung oder Behandlung unterzogen. Zwar ist die stetige Zunahme der Zahl der jährlichen Applikationen offener Radionuklide im wesentlichen noch durch die Anwendung von J-131 als Jodid bestimmt, aufgrund kürzlich durchgeführter statistischer Erhebungen durch OEFF (5) hat sich das Spektrum der nuklearmedizinisch-diagnostischen Verfahren aber stark verbreitert und umfaßt zum gegenwärtigen Zeitpunkt etwa 150 Methoden (23 % szintigraphische Methoden, 38 % in vivo-Verfahren, 38 % Laboratoriums-Methoden).

Diese wachsende Bedeutung nuklearmedizinischer Methoden für andere medizinische Disziplinen, wie Endokrinologie, Hämatologie, Cardio-Angiologie, hat zur Konsequenz, daß in zunehmendem Maße auch an kleineren Krankenhäusern Nuklearmedizinische Abteilungen entstehen werden, bzw. eingerichtet werden müssen. Diese Ausweitung der medizinischen Anwendung

offener radioaktiver Stoffe bedingt allerdings, daß auch der Personenkreis beruflich Strahlenexponierter anwachsen wird. Es ist deshalb erforderlich, die Einrichtung und Ausstattung zukünftiger Nuklearmedizinischer Abteilungen vor allem auch unter dem Gesichtspunkt allgemeiner Richtlinien zum Schutz des Personals vor Schäden durch ionisierende Strahlen radioaktiver Stoffe zu planen. Diesbezügliche Normen werden z. Zt. von "Fachnormenausschuß Radiologie im Deutschen Normenausschuß" in Arbeitsgemeinschaft mit der Deutschen Röntgengesellschaft erarbeitet. Sie basieren z.T. auf Erfahrungen bereits bestehender Nuklearmedizinischer Abteilungen und sind im wesentlichen dadurch charakterisiert, daß sich die Organisationsform des Strahlenschutzes zwar an den einschlägigen gesetzlichen Vorschriften orientiert, jedoch auf die speziellen Belange eines klinischen Betriebes abgestellt ist: bei minimaler Behinderung der Patientenversorgung muß ein Maximum an Schutz für das Personal erreicht werden.

Am Beispiel des Klinikums Steglitz der Freien Universität Berlin soll deshalb aufgezeigt werden, wie die räumliche Gliederung einer modernen Nuklearmedizinischen Abteilung und deren organisatorischer Strahlenschutz den gesetzlichen Vorschriften gerecht werden und welche Erfahrungen hinsichtlich der Strahlenschutzüberwachung während einer dreijährigen Betriebszeit gemacht wurden.

1. FUNKTIONELLE GLIEDERUNG

Im Rahmen der Planung der Abteilung wurden unterschiedliche Funktionsabläufe unter dem Gesichtspunkt analysiert, die Verkehrswege von Patienten, Personal und Radionukliden möglichst übersichtlich zu gestalten (6). Als optimale, den Belangen einer Klinik und den speziellen Erfordernissen des praktischen Strahlenschutzes angemessene innere Organisationsform ergab sich eine Gliederung der Nuklearmedizinischen Abteilung in

- a) inaktive Vorzonen (u.a. zur Kontrolle aller den Bereich der Abteilung betretenden oder verlassenden Personen)
- b) die Patientenzone und
- c) die von Patienten im allgemeinen nicht zu betretenden Personalzonen sowie in
- d) Radionuklidzone, in der Personen sich nur vorübergehend aufhalten dürfen.

Aus Abb. 1 ist die Struktur der Abteilung nach den obengenannten Kriterien zu erkennen. Das Personal betritt oder verläßt die Abteilung durch den Haupteingang im Untergeschoß des 5-stöckigen, in den Baukörper des Klinikums zwar einbezogenen, aber von den übrigen Bereichen abgegrenzten Gebäudes.

a) VORZONEN

Die Personalvorzone umfaßt die am Eingang der Abteilung gelegenen Strahlenschutzzentrale, einen Speise- und Ruheraum, die "sauberen" Umkleieräume sowie den Zugang zur Therapiestation (als Bypass für stationäre Patienten und für Versorgungstransporte).

Die Patientenvorzone im Erdgeschoß der Abteilung ist durch einen gesonderten Eingang zu erreichen. Sie schließt die Patienten Anmeldung, den Warteraum und das Arztzimmer ein.

b) PATIENTENZONEN

Die Patientenzone für ambulante Patienten der Lokalisations- und Funktionsdiagnostik schließt sich der Patientenvorzone im Erdgeschoß der Abteilung an und erstreckt sich auf die dort gelegenen Untersuchungs- und Applikationsräume. Die entsprechende Zone für stationäre Patienten umfaßt die Patientenzimmer auf der Therapiestation der Abteilung im Untergeschoß mit Zugang vom Haupteingang und über die Personalzone der Therapiestation.

c) PERSONALZONEN

Die Personalzone umfaßt den übrigen Bereich der Abteilung (mit Ausnahme derjenigen Räume, in denen sich größere Mengen radioaktiver Stoffe befinden und deshalb nur vorübergehender Aufenthalt gestattet ist) (s. Radionuklidzone).

Es gehören dazu:

im Untergeschoß: die Generalschleuse mit Umkleide-, Wasch-, Dusch- und Monitorräumen; Arzt- und Schwesternzimmer sowie die Stationsküche der Therapiestation;

L	Laboratorien
HL	Heisse Laboratorien
T	Tresorraum
S	Schleusen
NA	Notausgang
HE	Haupteingang
G	Garderoben
GS	Generalschleuse
ST	Stationsnebenräume
St-Z	Strahlenschutzzentrale
Ph	Physik
P	Patientenzimmer
NG	Neutronengenerator
FD	Funktionsdiagnostik
LD	Lokalisationsdiagnostik
N	Nebenräume
V	Verwaltung

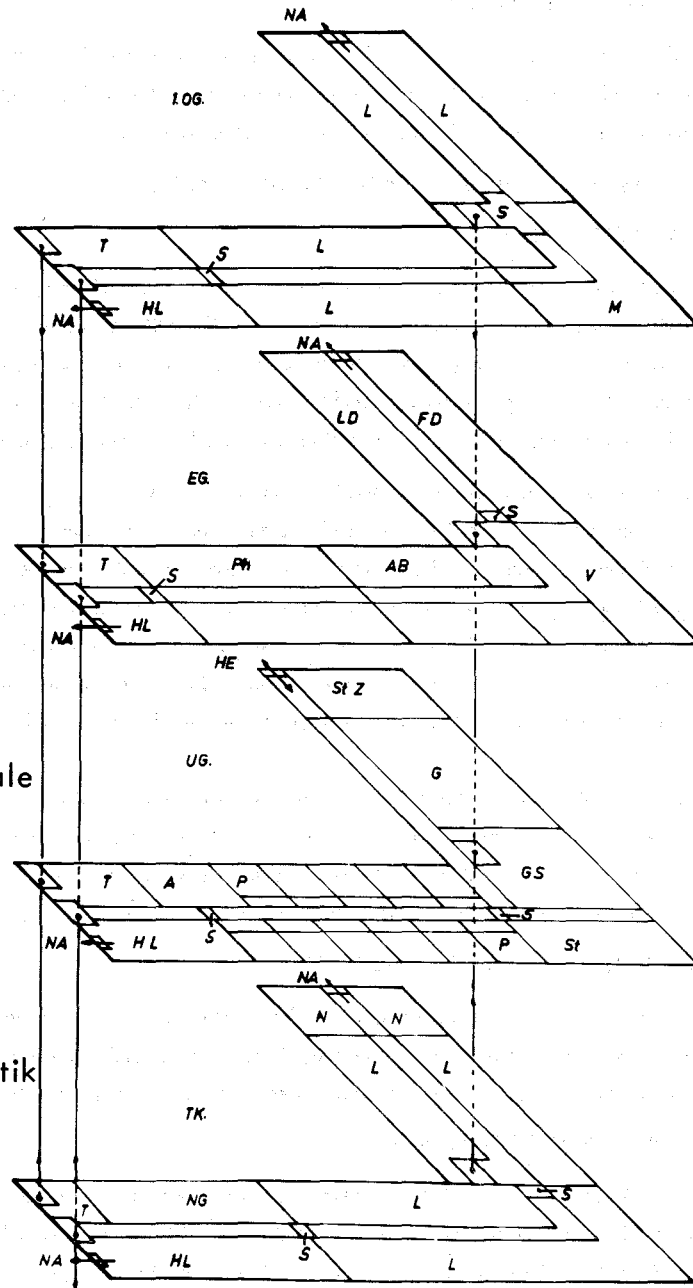


Abb. 1: RÄUMLICHE UND FUNKTIONELLE GLIEDERUNG DER NUKLEARMEDIZINISCHEN ABTEILUNG

im Erdgeschoß: Laboratorien, Probenmeßräume und Spüle der Sektion Diagnostik; Verwaltungs- und Ausbildungsräume; Bibliothek und Dokumentationsstelle; Ärztezimmer; Computerraum und Räume der Sektion "Nuklearmed. Physik und Strahlenschutz (Biophysik)";

im Obergeschoß: Forschungs- und Tierversuchslaboratorien für Mitarbeiter der Nuklearmedizinischen Abteilung und besondere Laboratorien der "Gast-Forscher" aus dem Bereich des übrigen Klinikums, einschließlich der Meßzentrale mit allen β - und γ -Probenwechslern sowie die Laboratorien der Sektion "Radiochemie";

im Tiefkeller: Forschungslaboratorien, Kühlräume und Werkstätten

d) RADIONUKLIDZONE

Die Radionuklidzone umfaßt die im Tiefkeller, Untergeschoß, Erdgeschoß und Obergeschoß gelegenen Tresorräume, die Abkling- und Abfallräume (Tiefkeller) sowie die Tierställe für radioaktive Versuchstiere (Obergeschoß). Ferner die Kühlzelle und den Sektionsraum für radioaktive Leichen, Wäscherei für radioaktiv kontaminierte Wäsche und schließlich die Räume mit der Anlage für Neutronenaktivierungsanalyse. Auch die im Untertiefkeller befindliche Abwasseranlage einschließlich der Schaltwarte für die automatische Kontrolle der Anlage gehört zur Nuklidzone.

Alle Stockwerke - außer dem Untertiefkeller - haben jeweils am Ende des längeren Schenkels des Baukörpers einen Notausgang, der nur von innen per Hand entriegelt werden kann. Eine Besonderheit der funktionellen Gliederung der Abteilung ist es, daß Radionuklide nicht durch die Vorzonen, sondern direkt vom Tiefkeller durch den dort befindlichen Notausgang angeliefert und über einen ausschließlich dem Transport von radioaktiven Stoffen vorbehaltenen Aufzug an die einzelnen Tresorräume der Radionuklidzone weitergeleitet werden können. Diese Regelung gilt auch für den Abtransport von radioaktivem Abfall wie Müll oder radioaktiven Tierkadavern. Damit ist gewährleistet, daß sich die Verkehrswege für den Transport hochradioaktiver Präparate nicht mit denen für das Personal kreuzen und Aktivitätsverschleppungen vermieden werden können.

Der Funktionsablauf für den Normalbetrieb kann bei Katastrophenfällen mit Kontaminationen eines größeren Personenkreises dahingehend geändert werden, daß die Betroffenen entweder über den Notausgang der Nuklearmedizinischen Therapiestation unmittelbar in den für Dekontaminationszwecke ausgerüsteten Applikationsraum oder bei Katastrophen größeren Ausmaßes auch über den Haupteingang der Abteilung in die Duschräume zwischen den Personalumkleideräumen gelangen können.

2. ORGANISATION DES STRAHLENSCHUTZES

Da bei der Funktions- und Bauplanung einer Nuklearmedizinischen Abteilung die Gesichtspunkte des Betriebsablaufs und des Strahlenschutzes nicht einzeln sondern als integrierte Bestandteile einer Gesamtkonzeption zu sehen sind, folgt aus der oben besprochenen funktionellen Gliederung der Abteilung zwangsläufig die Ablauforganisation des Strahlenschutzes.

2.1. STRAHLENSCHUTZZENTRALE

In der am Haupteingang zur Abteilung gelegenen Strahlenschutzzentrale erfolgt die Koordination der Strahlenschutzüberwachung aller in der Abteilung tätigen Mitarbeiter und Gäste. Diese Aufgabe beinhaltet die Führung der Strahlenschutzkartei, terminliche Planung von ärztlichen Strahlenschutzuntersuchungen, Ganzkörpermessungen und Strahlenschutzbegehungen, die Ausgabe von Monitorkarten, Personendosimetern und Filmplaketten, sowie die wöchentliche Auswertung der Dosimeter. Die genannten Verwaltungsaufgaben werden von einer Strahlenschutzsekretärin wahrgenommen, die darüber hinaus die Meldung eventuell stattgefundenen Zwischenfälle an die Strahlenschutzverantwortlichen weiterleitet.

2.2. KONTROLLBEREICH / ÜBERWACHUNGSBEREICH

Der gesamte Bereich der Abteilung - mit Ausnahme der Personalvorzone - wurde zum Kontrollbereich erklärt. Es war zwar abzusehen, daß in einzelnen Räumen der Personalzone, in denen mit offenen radioaktiven Stoffen nicht umgegangen wird, nicht die Möglichkeit besteht, daß Personen bei einem Aufenthalt von 40 Std./Woche eine höhere Dosis als 1.5 rem/Jahr erhalten. Trotzdem wurden auch diese Räume aus Gründen einer einheitlichen Strahlenschutzorganisation in den Kontrollbereich einbezogen. In Arbeitsräumen für offene radioaktive Stoffe wurden gemäß § 40 der 1.StrlSchV jegliche Nahrungsaufnahme und Rauchen untersagt, von dieser Regelung wurden diejenigen Räume ausgenommen, in denen nicht mit offenen radioaktiven

Stoffen umgegangen wird; sie wurden durch ein Symbol (brennende Zigarette in schwarzem Kreis) gekennzeichnet. Im übrigen wurde eine "Betriebsanweisung für den Umgang mit radioaktiven Stoffen" erlassen, die allen Mitarbeitern bei Aufnahme ihrer Tätigkeit im Bereich der Abteilung ausgehändigt wird und die "Organisation des Strahlenschutzes" in der Abteilung sowie "Grundsätzliche Schutz- und Sicherheitsmaßnahmen beim Umgang mit offenen radioaktiven Stoffen" beschreibt. Der Überwachungsbereich umfaßt alle Räume der Personalvorzone sowie den Flur zum Eingang der Therapiestation.

2.3. GENERALSCHLEUSE

Vor Betreten der Personal- oder Patientenzonen hat jeder Mitarbeiter in der Personalvorzone die Straßenkleidung abzulegen und in den Umkleideräumen "unrein" die in der Abteilung vorgeschriebene Schutzkleidung anzulegen. Diese besteht aus einem mit dem Strahlenwarnsymbol versehenen Labormantel und gegebenenfalls bei erhöhter Gefahr einer Kontamination aus besonders gekennzeichneten Hosen und Schuhen.

Über die Monitor-Zentrale gelangen die Mitarbeiter mit den dort befindlichen Personenaufzügen an den jeweiligen Arbeitsplatz in der Personal- oder Patientenzone.

Vor Verlassen der Abteilung muß jeder Mitarbeiter an einem der in der Generalschleuse befindlichen Hand-Fuß-Monitoren überprüfen, ob eine Kontamination der Hände und/oder der Kleidung vorliegt, um dann in den Umkleideräumen "unrein" und "rein" die Kleidung zu wechseln.

Die Funktion der Kontaminationsmonitoren (1 Gerät für Nachweis reiner γ -Strahler, 2 Geräte für β/γ -Strahler) ist wahlweise auf die Betriebsformen "Messung mit Monitorkarten" oder "Messung ohne Monitorkarte" einstellbar. Bei Messung mit Monitorkarte, wird nach Ablauf der vorgewählten Meßzeit (18 sec) das Datum des jeweiligen Tages in schwarzer Farbe ausgedruckt, bei Messung ohne Monitorkarte entfällt bei unveränderter Funktion des Gerätes nur der Ausdruck.

Im Falle einer Grenzwertüberschreitung (500 Imp/18 sec entsprechend $0,2 \text{ nCi/cm}^2$ für Hände bzw. Schuhe) erfolgt der Ausdruck in roter Farbe, wobei gleichzeitig eine optische Anzeige den Betreffenden auf die Notwendigkeit einer Dekontamination ("DEKONTAMINIERUNG ERFORDERLICH") und den Ort der Kontamination ("HÄNDE" und/oder "SCHUHE") hinweist. Zusätzlich wird ein akustischer Alarm (Dauerton) eingeschaltet. Die Dekontamination erfolgt in den Waschbecken zwischen den Umkleideräumen "unrein" und "rein" nach 3 verschiedenen, auf die Art und den Umfang der Kontamination abgestellten und in Form eines Merkblattes ausgehängten Verfahrens. Der Vorgang der Dekontamination ist - gegebenenfalls mit Unterstützung eines Strahlenschutzassistenten - so oft zu wiederholen, bis der an den Monitoren eingestellte Grenzwert unterschritten wird (Ausdruck des Datums in schwarzer Farbe, optische Anzeige "KEINE KONTAMINATION").

2.4. NEBENSCHLEUSEN

Mit Ausnahme des Untertiefkellers sind die Räume aller übrigen Geschosse der Abteilung durch einen positiven Aktivitätsgradienten, beginnend an der Aufzugsgruppe in der Ecke des Flachbaukörpers in Richtung der Notausgänge charakterisiert. Den Abschluß dieser Gliederung bildet eine Gruppe von Laboratorien vom Typ A, die den Umgang und die Lagerung von offenen radioaktiven Stoffen mit Aktivitäten von mehr als dem 10^5 -fachen der in der Anlage I der 1.StrlSchV angegebenen Freigrenze erlauben. Diese Laboratorien liegen in den fünf Geschossen an gleicher Stelle und bilden insgesamt die sog. "Heisse Säule", die gegenüber dem übrigen Bereich abgegrenzt und durch eine Aufzugsgruppe (ein Personen- bzw. Lastenaufzug für die Personalzone; ein Lastenaufzug zum ausschließlichen Transport von radioaktiven Präparaten innerhalb der Radionuklidzone) miteinander verbunden ist.

Zu den Laboratorien der "Heissen Säule" haben nur Personen Zutritt, die in diesem Bereich tätig werden müssen. Gegebenenfalls ist eine besonders gekennzeichnete Schutzkleidung anzulegen. Vor dem Verlassen der Laboratorien der "Heissen Säule" sind Hände und Kleidung auf eine mögliche Oberflächenkontamination zu überprüfen.

Um eine Verschleppung von radioaktiven Stoffen aus dem Bereich der Therapiestation in die Personalzone des Untergeschosses bzw. aus dem Bereich der Lokalisations- und Funktionsdiagnostik in die Personalzone des Erdgeschosses zu vermeiden, sind die Therapiestation und der Diagnostikbereich zusätzlich abgeschleust und mit Kontaminationsmonitoren ausgerüstet. Die Grenzwerte für zulässige Oberflächenkontaminationen entsprechen denen der Hauptschleuse ($0,2 \text{ nCi/cm}^2$).

2.5. ERMITTLUNG VON RICHTWERTEN FÜR DIE MAXIMALE AUFENTHALTSDAUER DES PFLEGEPERSONALS IN PATIENTENZIMMERN

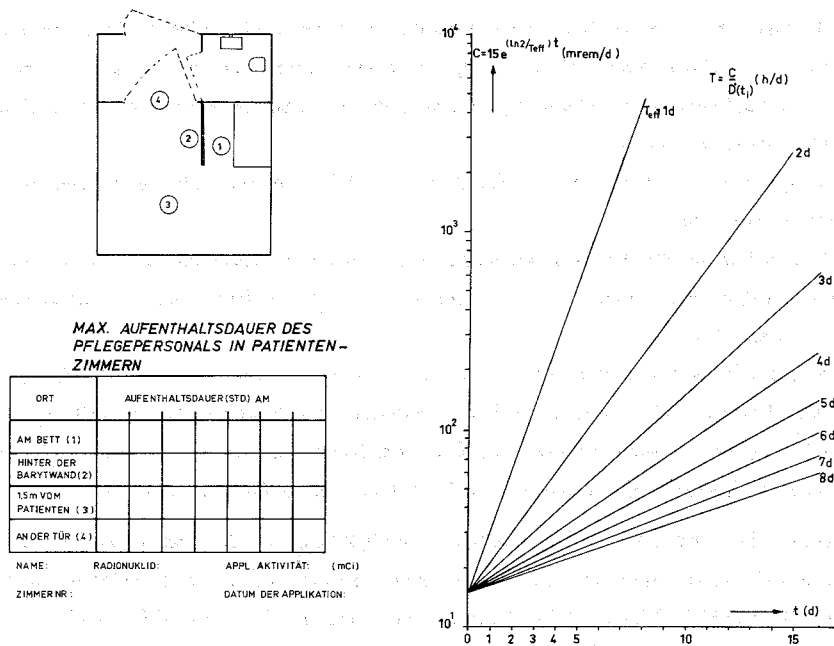


Abb. 2: ERMITTLUNG DER MAXIMALEN AUFENTHALTSDAUER DES PFLEGEPERSONALS IN PATIENTENZIMMERN

Die Pflege von therapierten Patienten, die große Mengen radioaktiver Substanzen erhalten haben, bedingt für das Personal u.U. eine erhöhte externe Strahlenbelastung, die zwar durch eine ständige Kontrolle mit Hilfe von Sichtdosimetern in den zulässigen Grenzen gehalten, durch geeignete organisatorische Maßnahmen ohne Beeinträchtigung der Pflegeleistung aber wesentlich reduziert werden kann. Grundlage dieses Verfahrens ist es, dem Personal bereits vor Betreten des Patientenzimmers Richtwerte für die maximale Aufenthaltsdauer am Patienten und in dessen unmittelbarer Umgebung zu geben. Die Auswahl der Orte, für die diese Richtwerte ermittelt werden, orientierte sich an den praktischen Belangen der Patientenpflege. Sie befinden sich (s. Abb. 2):

- unmittelbar am Bett des Patienten,
- hinter der parallel zum Bett angeordneten Strahlenschutzwand aus Barytbeton,
- in der Raummitte an einem Tisch, etwa 1,50 m vom Patienten entfernt,
- an der Tür zwischen Patientenzimmer und der sanitären Vorzone mit Personalwaschbecken und abgetrenntem WC.

Die Ermittlung der Richtwerte für die maximale Aufenthaltsdauer des Pflegepersonals erfolgt im Anschluß an die therapeutische Applikation des Radionuklides und erfordert nur die Messung der Dosisleistung an den festgelegten Orten unmittelbar nach der Inkorporierung sowie die Kenntnis der effektiven Halbwertszeit des betreffenden Radionuklides. Da die Dosis-

leistung in der Umgebung des Patienten proportional der jeweiligen Ganzkörperaktivität ist, kann der zeitliche Verlauf der ortsabhängigen Dosisleistung bei Kenntnis der effektiven Halbwertszeit T_{eff} aus der unmittelbar nach der Radionuklidapplikation gemessenen Dosisleistung $D^*(t_i)$ berechnet und daraus die maximal zulässige Aufenthaltsdauer T unter Berücksichtigung der höchstzulässigen Personendosisleistung von 15 mrem/d ermittelt werden:

$$T \text{ (h/d)} = \frac{15 \text{ (mrem/d)}}{D^*(t_i) e^{-\left(\ln 2 / T_{\text{eff}}\right) t \text{ (mrem/h)}}$$

$$T \text{ (h/d)} = \frac{C}{D^*(t_i)}$$

Für verschiedene Werte der effektiven Halbwertszeit wurde der zeitliche Verlauf des Faktors C :

$$C = 15 e^{+\left(\ln 2 / T_{\text{eff}}\right) t}$$

berechnet und in Form eines Diagramms dargestellt (s. Abb. 2)

Die auf diese Weise ermittelten ortsabhängigen Richtwerte für die maximal zulässige Aufenthaltsdauer des Pflegepersonals werden in eine Tabelle eingetragen. Diese wird an der Tür zwischen dem Flur der Therapiestation und der Vorzone des Patientenzimmers angebracht, so daß das Pflegepersonal vor dem Betreten des Zimmers immer über die jeweilige höchstzulässige Aufenthaltsdauer informiert ist und mit dem Wissen um maximale Sicherheit seinen pflegerischen Tätigkeiten nachgehen kann.

2.6. BESEITIGUNG RADIOAKTIVER ABFÄLLE

2.6.1. FLÜSSIGE ABFÄLLE (ABWASSER)

Zur Abschätzung der für die Verdünnung von flüssigen radioaktiven Abfällen (einschließlich von Fäkalien) notwendigen Wassermengen wurde bei der Planung der Nuklearmedizinischen Abteilung angenommen, daß die Konzentrationen an Stoffen im Gesamtabwasser des Klinikums die in Anlage II der 1.StrlSchV genannten Konzentrationswerte im Tagesmittel nicht überschreiten sollten.

Da keine Angaben über den tatsächlichen Verbrauch an Radionukliden aus Abteilungen vergleichbarer Größenordnung vorlagen, wurden den Berechnungen folgende Annahmen zugrunde gelegt:

J-131:

Anzahl Therapien / Monat: 15

Mittlere Aktivität / Therapie: 20 mCi

Mittlere Gesamtausscheidung mit den Fäkalien bezogen auf die applizierte Aktivität: 40 %

Unter Vernachlässigung der für Diagnostik und Forschung erforderlichen Aktivität an J-131 und des Bruchteils dessen, der an das Abwasser abgegeben wird, ergibt sich aus den oben angegebenen Werten, die zur Verdünnung des aktiven Abwassers der Abteilung auf die MZK für J-131 erforderliche Menge an inaktivem Wasser zu etwa 13000 m³/Monat.

Au-198, H-3, C-14:

Die durch die therapeutische Verwendung von Au-198 (maximal 8 Therapien / Monat; mittlere Aktivität / Therapie 100 mCi; mittlere Gesamtausscheidung / Therapie 5 %) sowie durch die Verwendung von H-3 und C-14 (maximal 2 Ci bzw. 500 mCi / Monat; Abgabe an das Abwasser maximal 1 % des monatlichen Verbrauchs) erforderlichen Mengen an inaktivem Wasser zur Verdünnung auf die gesetzlich vorgeschriebenen maximal zulässigen Konzentrationen sind gegenüber den zur Beseitigung von J-131 notwendigen Mengen zu vernachlässigen (< 1 %).

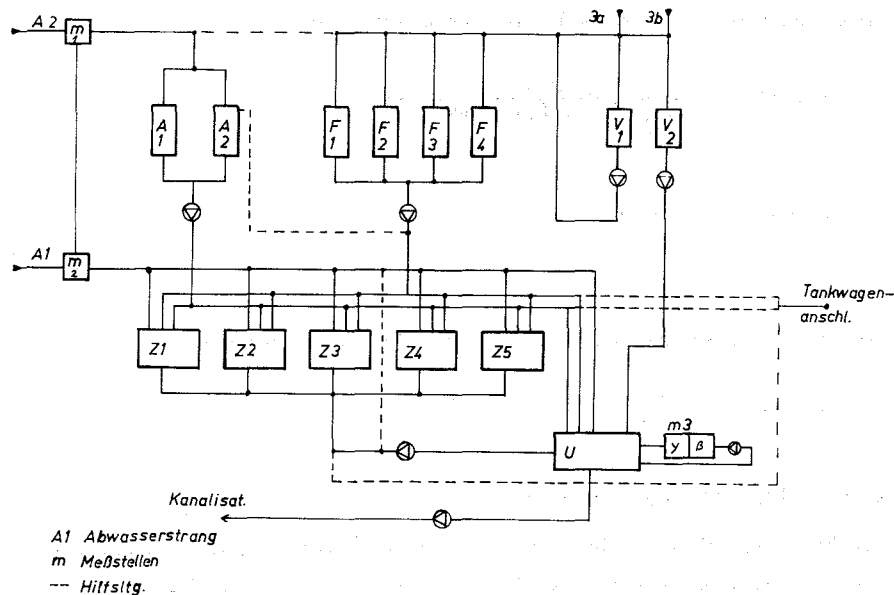


Abb. 3 : SCHEMATISCHE DARSTELLUNG DER FUNKTION DER ABWASSERANLAGE

Auf der Grundlage der oben gemachten Annahmen ergab sich, daß bei einer zu erwartenden Gesamtabwassermenge des Klinikums von $30\,000\text{ m}^3$ / Monat die mittlere Konzentration der Abwässer an radioaktiven Stoffen im Tagesmittel etwa 25 % der MZK beträgt.

Da mit einer Verbreiterung des Spektrums nuklearmedizinischer Methoden, verbunden mit einer Zunahme der Untersuchungs-frequenz sowie mit einer steigenden Forschungsintensität zu rechnen war, wurde bereits bei der Planung der Abteilung die Installation einer Anlage zur Lagerung und Verdünnung von radioaktiven Abwässern einbezogen. Die Anlage sollte so ausgelegt werden, daß sie unterhalb bestimmter Aktivitäts-Grenzwerte automatisch die Abwässer aus den Auffangbe-hältern in die allgemeine Kanalisation überpumpt, d.h. ohne Bedienungspersonal arbeitet. Anhand des Schemas der Anlage in Abb. 3 sei die Wirkungsweise der Abwasseranlage erläutert:

Die Laborabwässer (Abwasserstrang 2) passieren die Meßstelle m1 und gelangen mit dem Abwasser aus den Spülen (Ab-wasserstrang 1) vermisch direkt in den Übergabebehälter U (Fassungsvermögen: 25 m^3). Wird in der Meßstelle m1 der eingestellte Grenzwert (20-fache MZK für J-131) überschritten, wird der Abwasserpfad automatisch auf einen der beiden Behälter der Gruppe A (Abklingbehälter für aktive Laborabwässer mit einem Fassungsvermögen von jeweils 9 m^3) umge-schaltet.

Bei Überschreitung des Grenzwertes an der Meßstelle m2 (10-fache MZK für J-131) durch Spülabwässer aus dem Ab-wasserstrang 1 oder durch Laborabwässer aus dem Abwasserstrang 2 wird der direkte Pfad in den Übergabebehälter auto-matisch abgeschiebert und das Abwasser in einen Behälter der Gruppe Z (5 Behälter mit einem Fassungsvermögen von je-weils 25 m^3 für die Lagerung aktiver Labor- und/oder Spülabwässer sowie für die Zwischenlagerung aktiver Abwässer der Behältergruppen A und F) geleitet. Abwässer aus dem Abwasserstrang 3 b (inaktive Personalfäkalien) werden aus dem Vorschaltgefäß V 2 (Fassungsvermögen 1 m^3) direkt in den Übergabebehälter gepumpt.

Die Patientenfäkalien (Abwasserstrang 3 a) werden über das Vorschaltgefäß V 1 in einen Behälter der Gruppe F (4 Behälter für Patientenfäkalien mit einem Fassungsvermögen von jeweils 5 m^3) gepumpt. Wird die Entleerung von Behältern der Gruppe F und A erforderlich, müssen zunächst Proben den jeweiligen Behältern entnommen und die spezifische Aktivität der Meßproben bestimmt werden. Beträgt die Konzentration mehr als das 10-fache der MZK für J-131, wird der Inhalt der Behälter entweder insgesamt in Behälter der Gruppe Z gepumpt oder dosiert (unter Vermeidung der Konzentrationsüberschreitung im Übergabebehälter) dem Inhalt des Übergabebehälters U zugemischt. Mit Hilfe der in einen bypass geschalteten Meßstelle m 3, wird die spezifische Aktivität des Abwassers im Übergabebehälter kontinuierlich registriert. Bei Grenzwertüberschreitung (10-fache MZK für J-131) wird die Entleerung des Übergabebehälters in den Haupt-Abwasserstrang des Klinikums unterbrochen.

Bei Betriebsstörungen z. B. an den Förderpumpen für die Entleerung des Übergabebehälters, kann der Betrieb bei einem derzeitigen Abwasseranfall von $50-60 \text{ m}^3$ pro Tag und einer maximalen Lagerkapazität der Anlage von 175 m^3 etwa 3 Tage aufrechterhalten werden. Ist die Störung in dieser Zeit nicht zu beheben, können die einzelnen Behältergruppen über einen Tankwagenanschluß entleert werden.

2.6.2. HOCHRADIOAKTIVE ABFÄLLE IN FLÜSSIGER ODER FESTER FORM

Feste, nicht-brennbare oder hochradioaktive flüssige Abfälle werden in einem hierfür vorgesehenen Raum der Radionuklidzone aufbewahrt. Es können Präparate bis zu einer maximalen Gesamtaktivität von 500 mCi gelagert werden. Vor der Einlagerung wird die Aktivität der Abfälle bestimmt und der Zeitpunkt rechnerisch ermittelt, zu dem sie - im Fall flüssiger Abfälle - dem Abwasser zugemischt oder als feste, nicht-brennbare Abfälle zum inaktiven Müll des Klinikums gegeben werden können.

Feste, brennbare radioaktive Abfälle (z. B. kontaminierte Einwegwäsche, Einweggeschirr der Therapiestation oder radioaktive Tierkadaver) können mit der am Klinikum vorhandenen konventionellen Müllverbrennungsanlage beseitigt werden, wenn hieraus keine Gefährdung für das Personal und die Öffentlichkeit resultiert. Die Berechnungen über die maximale Aktivität des Verbrennungsguts wurden in Anlehnung an den Entwurf eines "Strahlenschutz-Merkblattes für die Behandlung radioaktiver Tierkadaver" des Bundesministeriums für Wiss. Forschung (Stand: Mai 1968) durchgeführt.

2.6.2.1. BERECHNUNG DER HÖCHSTZULÄSSIGEN AKTIVITÄT FLÜCHTIGER RADIOAKTIVER STOFFE IM VERBRENNUNGSGUT

Wenn man eine maximale Konzentration der Atemluft am Inhalationsort in der Umgebung der Verbrennungsanlage in Höhe von $1/10$ der in Anlage II der 1. StrlSchV. angegebenen MZK-Werte zuläßt und darüber hinaus annimmt, daß zwischen der Abgasaustrittsöffnung am Kamin und einem möglichen Inhalationsort eine Verdünnung der Verbrennungsabluft um den Faktor F eintritt, errechnet sich die höchstzulässige Aktivität A des Verbrennungsguts pro Tag nach folgender Beziehung:

$$A (\mu\text{Ci/d}) = \frac{\eta}{F} \cdot 0,1 (\text{MZK}) (\mu\text{Ci/cm}^3) \cdot t (\text{h/d}) \cdot V (\text{cm}^3/\text{h})$$

Hierbei bedeuten:

- η : Verflüchtigungsgrad eines radioaktiven Stoffes bei der Temperatur des Verbrennungsofens
- F : Verdünnungsfaktor für die Verbrennungsabluft zwischen Kamin und Inhalationsort
- t : Brennzeit des Ofens (h/d)
- V : Abgasausstoß (cm^3/h)

Mit den technischen Daten der Müllverbrennungsanlage am Klinikum Steglitz:

- t \geq 16 h/d
- V \approx $6500 \text{ m}^3/\text{h}$ (bei 250°C Gastemperatur)
- \approx $3,2 \cdot 10^9 \text{ cm}^3/\text{h}$ (bei 20°C Gastemperatur)

und einem Verdünnungsfaktor von 0.01 ergibt sich die höchstzulässige Aktivität im Verbrennungsgut pro Tag zu:

$$A \approx 6 \cdot 10^{11} \eta \quad (\text{MZK}) \quad \mu\text{Ci/d}$$

Das bedeutet, daß von den leichtflüchtigen Radionukliden ($\eta \approx 1$) H-3, C-14, J-131, Xe-133 und Hg-203 täglich folgende Aktivitäten dem Verbrennungsgut beigemischt werden können:

H-3 :	30 mCi/d	Xe-133 :	100 mCi/d
C-14 :	600 mCi/d	Hg-203 :	10 mCi/d
J-131 :	1 mCi/d		

2.6.2.2. BERECHNUNG DER HÖCHSTZULÄSSIGEN AKTIVITÄT NICHT-FLÜCHTIGER RADIOAKTIVER STOFFE IM VERBRENNUNGSGUT

Wenn man als maximal zulässige spezifische Aktivität der Asche einen Wert von $2 \mu\text{Ci/kg}$ entsprechend § 7 (1) Nr. 2 der 1. StrlSchV. annimmt, dann errechnet sich die höchstzulässige Aktivität A nicht-flüchtiger radioaktiver Stoffe im Verbrennungsgut pro Tag zu:

$$A (\mu\text{Ci/d}) = 2 (\mu\text{Ci/kg}) \cdot M (\text{m}^3/\text{d}) \cdot \rho (\text{kg/m}^3) \cdot f$$

Hierbei bedeuten:

M : Volumen des pro Tag anfallenden Mülls

ρ : mittlere Dichte des Mülls

f : Einengungsfaktor des Mülls.

Bei einer mittleren Dichte des Mülls von 250 kg/m^3 und einem Einengungsfaktor von 0,01 (untere Grenze aus Sicherheitsgründen!) folgt für einen Anfall von etwa 20 m^3 Müll pro Tag, daß dem täglichen Müll im Mittel $100 \mu\text{Ci}$ an nicht-flüchtigen radioaktiven Stoffen zur Beseitigung durch Verbrennung beigemischt werden dürfen.

Da die Entleerung der Veraschungsöfen mit sog. "Kolbenentschlackern" unter Zufuhr von Wasser erfolgt, ist eine Gefährdung des Bedienungspersonals durch Inkorporierung von radioaktiven Stoffen mit Staubpartikeln ausgeschlossen. Das gleiche gilt für Personen, die sich in der Umgebung der Müllverbrennungsanlage aufhalten. Um das mit der Verbrennung von $100 \mu\text{Ci/d}$ nicht-flüchtiger radioaktiver Stoffe verbundene Risiko ermessen zu können, wurde die spezifische Aktivität A_L der Luft am Inhalationsort durch Anlagerung radioaktiver Stoffe an Flugasche abgeschätzt. Sie errechnet sich zu:

$$A_L (\mu\text{Ci/cm}^3) = 100 (\mu\text{Ci/d}) \cdot \frac{m_A}{M_A} (\text{kg/cm}^3/\text{kg/d}) \cdot F$$

Mit den für die Müllverbrennungsanlage des Klinikums charakteristischen Daten:

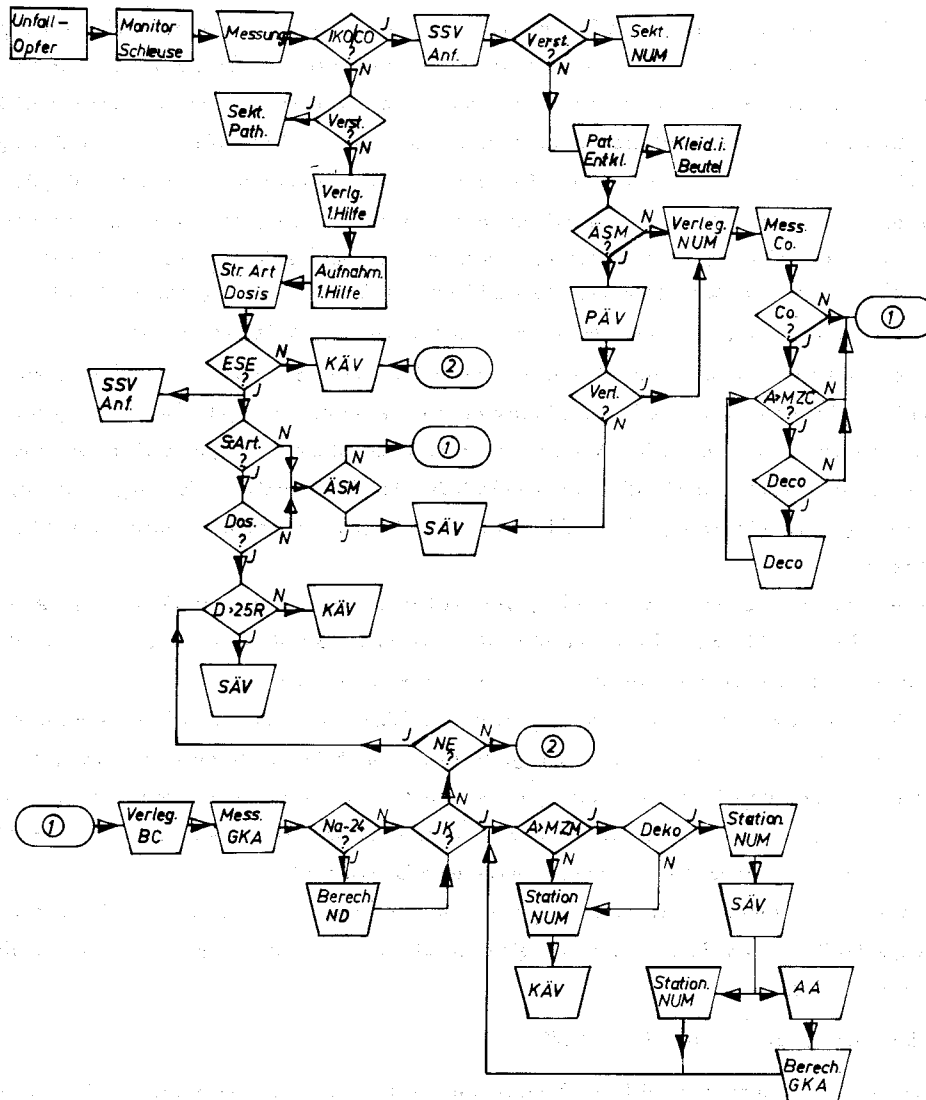
m_A : maximaler spezifischer Aschengehalt der Abluft von $2 \cdot 10^{-10} \text{ kg/cm}^3$

M_A : Gesamtaschenmenge/Tag von 50 kg/d

folgt unter der Annahme einer Verdünnung der Verbrennungsluft zwischen Kamin und Inhalationsort $F = 0,01$, daß die spezifische Aktivität der Luft bei Verbrennung von $100 \mu\text{Ci}$ nicht-flüchtiger radioaktiver Stoffe mit dem täglich anfallenden Müll des Klinikums einen Wert von $4 \cdot 10^{-12} \mu\text{Ci/cm}^3$ am Inhalationsort nicht überschreitet. Sie liegt in der Größenordnung von $1/10$ der MZK für "beliebige Gemische von radioaktiven Stoffen in Luft, die frei von α -Strahlern und von Pb-210, Ac-227, Ra-228 und Pu-241 sind" ($1 \cdot 10^{-11} \mu\text{Ci/cm}^3$) und bedeutet damit kein Risiko für die in der Umgebung der Müllverbrennungsanlage lebende Bevölkerung.

2.7. ORGANISATORISCHE STRAHLENSCHUTZMASSNAHMEN BEI STRAHLENUNFÄLLEN

Da das Klinikum Steglitz die Funktion eines Aufnahmekrankenhauses in Katastrophenfällen hat, mußten auch die organisa-



ÄSM ÄRZTLICHE SOFORTMASS-
 NAHMEN
 KÄV KONVENTIONELLE ÄRZTLI-
 CHE VERSORGUNG
 SÄV SPEZIELLE ÄRZTLICHE VER-
 SORGUNG
 PÄV PROPHYLAKTISCHE ÄRZTLI-
 CHE VERSORGUNG
 IKO/CO INKROPORATION/KONTA-
 MINATION
 SSV-ANF. STRAHLENSCHUTZVERANT-
 WORTLICHE ANFORDERN
 SEKT.- SEKTION IN NUKLEARMEDI-
 ZINISCHER ABTEILUNG
 VERST. VERSTORBEN
 PAT. PATIENTEN ENTKLEIDEN
 ENTKL. KLEIDUNG IN BEUTEL
 BEUTEL
 VERLG. VERLEGUNG

MESS.CO. MESSUNG KONTAMINATION
 STR.ART. STRAHLENART AM UNFALL-
 ORT ERFRAGEN
 ESE EXTERNE STRAHLENEXPOSI-
 TION MÖGLICH?
 DeCo DECONTAMINIERUNG
 D=25R GEFÄHRDUNGSDOSIS
 (R, REM)
 MZC MAXIMAL ZULÄSSIGE KONTA-
 MINATION (AKT/FLÄCHE)
 MZM MAXIMAL ZULÄSSIGE MENGE
 (µCi)
 BC GANZKÖRPERZÄHLER
 AA AUSSCHEIDUNGSANALYSE
 NE NEUTRONENEXPOSITION
 GKA GESAMTKÖRPERAKTIVITÄT
 ND NEUTRONENDOSIS
 DeKo DEKORPORIERUNG
 J JA
 N NEIN

Abb. 4 : FLUSSDIAGRAMM ÜBER DEN FUNKTIONSABLAUF BEI DER BEHANDLUNG VON STRAHLENUNFALLGESCHÄDIGTEN

torischen Voraussetzungen für die Behandlung von Personen nach Unfällen größeren Ausmaßes mit externer und/oder interner Strahleneinwirkung geschaffen werden. Die genaue Fixierung des Funktionsablaufs der Behandlung Strahlengeschädigter ist umso notwendiger, als die Wahrscheinlichkeit für das Eintreten eines derartigen Ereignisses größeren Umfangs sehr gering ist und damit das Moment der Erfahrung fehlt, andererseits die ärztlichen Maßnahmen in engem Kontakt mit den Erfordernissen des Strahlenschutzes erfolgen müssen. Es wurde deshalb ein Ablaufschema in Form eines Flußdiagramms entwickelt, das es ermöglicht, die Behandlung Strahlenunfallgeschädigter durch Koordinierung ärztlicher Maßnahmen mit den Ergebnissen der Strahlenschutzmessungen optimal durchzuführen. Eine detaillierte Beschreibung des Funktionsablaufs gibt die Abbildung 4 wieder. Die Entscheidung, welche Maßnahmen zuerst zu treffen sind, hängt von dem Ergebnis der Messung des Unfallopfers in einer Monitorschleuse ab. Ergibt die Messung keinen Hinweis für eine Inkorporation von oder Kontamination mit radioaktiven Stoffen, erfolgt die Verlegung des Patienten auf die Erste-Hilfe-Station, währenddessen durch Befragung des Patienten selbst oder durch Rückfrage am Unfallort festgestellt wird, ob eine externe Strahlenexposition stattgefunden haben könnte und wie hoch gegebenenfalls die Strahlendosis war. Gleichzeitig sind die Strahlenschutzverantwortlichen des Klinikums (für den ärztlichen und den physikalisch-meßtechnischen Bereich) anzufordern. Ergibt die Rückfrage am Unfallort, daß keine externe Strahlenexposition stattgefunden hat oder die Dosis unterhalb der Gefährdungsdosis von 25 R lag, erfolgt konventionelle ärztliche Versorgung. Liegt die Dosis oberhalb 25 R, wird, abhängig von der Höhe der Strahlenexposition, eine Spezialtherapie durchgeführt.

Sind Art und Höhe der externen Strahlenbelastung unbekannt, wird der Patient gegebenenfalls am Ganzkörperzähler auf Na-24 untersucht, um aus der Aktivität an Na-24 auf die Höhe einer eventuell stattgefundenen Neutronenexposition zu schließen. Die weitere ärztliche Versorgung erfolgt nach den oben skizzierten Kriterien.

Ergibt die Messung in der Monitorschleuse, daß bei dem Unfallopfer eine Inkorporation oder Oberflächenkontamination vorliegt, werden ebenfalls die Strahlenschutzverantwortlichen angefordert und der Patient unmittelbar oder nach provisorischer ärztlicher Behandlung in die Nuklearmedizinische Abteilung verlegt. Dort wird, falls notwendig, eine Dekontaminierung vorgenommen und nach Messung der Ganzkörperaktivität entschieden, ob eine Stationierung des Patienten auf der Nuklearmedizinischen Station zur Durchführung von Dekontaminierungsmaßnahmen erforderlich ist.

Hinsichtlich der ärztlichen Maßnahmen zur Versorgung von Patienten mit externer und/oder interner Strahlenexposition sei auf die umfangreiche Spezialliteratur verwiesen, aus der nur eine beschränkte Anzahl herausgegriffen und in die Bibliographie aufgenommen wurde (7 - 20).

3. ERGEBNISSE DES PRAKTISCHEN STRAHLENSCHUTZES

Nach Fertigstellung des Klinikums wurde im Frühjahr 1969 die Nuklearmedizinische Abteilung eröffnet und - zunächst auf Diagnostik und Forschung beschränkt - in Betrieb genommen. Erst ein Jahr später wurde mit der Radionuklid-Therapie begonnen, so daß sich die Ergebnisse des praktischen Strahlenschutzes für den Gesamtbereich im wesentlichen auf einen Zeitraum von 2 Jahren beziehen. Trotzdem können sie bereits zum gegenwärtigen Zeitpunkt als Hinweis für die Effektivität der gewählten funktionellen Gliederung der Abteilung und der daraus resultierenden Organisationsform des Strahlenschutzes gewertet werden.

3.1. ORTSDOSISLEISTUNG / OBERFLÄCHENKONTAMINATION

Nach einem festgelegten Zyklus wird in einigen ausgewählten Räumen der Personal-, Patienten- und Radionuklidzone die Ortsdosisleistung gemessen und aus den Ergebnissen die Höhe der zu erwartenden jährlichen Personendosis bei einem Aufenthalt des Personals von 40 Stunden pro Woche ermittelt. In Tab. 1 sind die Ergebnisse dieser Messungen für die Jahre 1970 und 1971 zusammengestellt. Danach wäre nur der Tresorraum der Sektion "Radiochemie" abzugrenzen und gemäß § 22 (1) der 1. StrlSchV. als Kontrollbereich zu kennzeichnen. Trotzdem wurden auch die übrigen Räume der Abteilung mit Ausnahme der Personalvorzone in den Kontrollbereich einbezogen, um dadurch die Organisation der Strahlenschutzmaßnahmen zu vereinheitlichen (s. Kap. 2.2.).

Die Gegenüberstellung der Dosiswerte der Jahre 1970 und 1971 macht deutlich, daß nur im Meßraum zur Untersuchung der Schilddrüsenfunktion und auf dem Flur der Therapiestation ein Anstieg der Ortsdosisleistung um einen Faktor von 3-4 er-

folgte, während in den übrigen Räumen die Ortsdosisleistung gegenüber dem Vorjahr abnahm. Die Erhöhung der Ortsdosisleistung im Meßraum bzw. auf dem Flur der Therapiestation dürfte im wesentlichen aus der Zunahme der Zahl der Schilddrüsen-Funktionsuntersuchungen und der Therapien gegenüber 1970 resultieren, während die gleichzeitige Reduktion der Ortsdosisleistung vor allem im Synthese- und Dosierraum durch verbesserte Strahlenschutzmaßnahmen bedingt sein dürfte.

BEREICH	RAUM	ORTSDOSISLEISTUNG (rem/a) bei einem Aufenthalt von			
		40 h / Woche		365 d/a	
		1970	1971	1970	1971
RADIOCHEMIE ("HEISSER BEREICH")	TRESORRAUM	-	2,08	-	8,74
	SYNTHESERAUM	0,86	0,41	3,62	1,71
	SPÜLE	0,41	0,21	1,71	0,87
FORSCHUNGS- LABORATORIEN	TIERLABOR	0,24	-	1,01	-
	TIER - OP	0,09	-	0,36	-
DIAGNOSTIK	DOSIERRAUM	0,60	0,14	2,52	0,58
	SD-FUNKTIONSMESS- RAUM	0,08	0,26	0,34	1,10
THERAPIE- STATION	FLUR	0,06	0,26	0,26	1,10

Tab. 1 : ORTSDOSISLEISTUNG IN VERSCHIEDENEN BEREICHEN DER ABTEILUNG BEI EINEM AUFENTHALT VON 40 STD./WOCHE BZW. 365 TAGEN/JAHR

Durch die Einführung von Monitorkarten mit der Auflage der Überprüfung von Händen und Kleidung auf mögliche Oberflächenkontaminationen vor dem Verlassen der Abteilung war es möglich, einen Überblick über die Häufigkeit von Grenzwertüberschreitungen zu erlangen. Nach den Ergebnissen dieser Erhebungen wurde nur in 2 % aller Messungen die maximal zulässige Oberflächenkontamination von 2 nCi/cm^2 überschritten. Nimmt man an, daß sich jeder Mitarbeiter im Mittel 2 mal pro Tag auf Oberflächenkontamination überprüft, dann bedeutet dies, daß bei 5 Arbeitstagen pro Woche durchschnittlich alle 5 Wochen eine Grenzwertüberschreitung pro Mitarbeiter auftritt.

3.2. PERSONENDOSISLEISTUNG

In Tab. 2 sind die Ergebnisse der Ermittlung der jährlichen Personendosis für die Jahre 1969 - 1971 sowie die Gesamtzahl der überwachten Personen zusammengestellt.

Nach diesen Ergebnissen hat die mittlere Personendosisleistung von ursprünglich 450 mrem/a im Jahre 1969 auf etwa 270 mrem/a im Jahre 1971 abgenommen. Diese Entwicklung dürfte durch Verbesserungen einiger praktischer Strahlenschutzmaßnahmen, z.T. aber auch durch erhöhte Aufmerksamkeit des Einzelnen beim Umgang mit offenen

Jahr	Zahl der überwachten Personen	Mittlere Jahresdosis (m rem/a)
1969	99	450
1970	145	400
1971	160	270

Tab. 2 : ERGEBNISSE DER ERMITTLUNG DER JÄHRLICHEN PERSONENDOSIS DER JAHRE 1969 - 1971

radioaktiven Stoffen bedingt sein.

3.3. GANZKÖRPERAKTIVITÄT

Zur Untersuchung auf Inkorporationen radioaktiver Stoffe werden regelmäßig (mindestens monatlich für die Mitarbeiter der Sektion "Radiochemie", mindestens jährlich für das übrige Personal) Ganzkörpermessungen durchgeführt. Bei etwa 60 % der Untersuchten konnte keine aus dem Umgang mit radioaktiven Stoffen resultierende Inkorporation nachgewiesen werden, die übrigen Mitarbeiter hatten nur J-131 inkorporiert. Hierbei lag in etwa 80 % der Fälle die Ganzkörperaktivität an J-131 unter 1/10 der nach den Empfehlungen der ICRP für beruflich Strahlenexponierte maximal zulässigen Menge.

3.4. ABWASSERAKTIVITÄT

Seit Inbetriebnahme der Nuklearmedizinischen Abteilung werden täglich die Mengen an inaktivem Abwasser des Klinikums sowie die der radioaktiven Abwässer der Abteilung registriert. Aus dem Verhältnis der Angaben errechnet sich der Verdünnungsfaktor, der gleichzeitig dem Vielfachen der maximal zulässigen Konzentration von radioaktiven Stoffen im Abwasser der Abteilung entspricht, wenn die MZK des Gesamtabwassers des Klinikums nicht überschritten werden soll.

In Tab. 3 sind für 1971 die mittleren Mengen pro Monat an inaktivem Abwasser des Klinikums, an aktivem Abwasser der Nuklearmedizinischen Abteilung sowie die daraus errechneten Verdünnungsfaktoren zusammengestellt. Außerdem enthält die Tabelle monatliche Angaben über mittlere spezifische Aktivität des Abwassers der Abteilung (s. Spalte 5) sowie über die gesamte, mit dem Abwasser pro Monat abgegebene Aktivität (s. Spalte 6). Auf das Gesamtabwasser des Klinikums bezogen, errechnet sich daraus die Abwasserkonzentration (in % der MZK) vor Einleitung des Abwassers in die öffentliche Kanalisation.

Nach diesen Ergebnissen betrug im Jahre 1971 die gesamte mit dem Abwasser der Nuklearmedizinischen Abteilung abgegebene Aktivität etwa 700 mCi entsprechend 58 mCi/Monat. Bezogen auf ein mittleres Volumen des Gesamtabwassers des Klinikums pro Monat von etwa 38 600 m³ folgt, daß die Konzentration des Klinikum abwassers im Monatsmittel nur etwa 15 % der MZK betrug.

Ein Anstieg der Abwasserkonzentration auf maximal 30 % der MZK erfolgte in den Monaten Februar und März 1972, bedingt durch eine erhöhte Zahl von Therapien in diesen beiden Monaten (s. Abb. 5).

Da die MZK für J-131 in Wasser nur 1/30 bis 1/100 derjenigen für andere, in der Nuklearmedizinischen Diagnostik

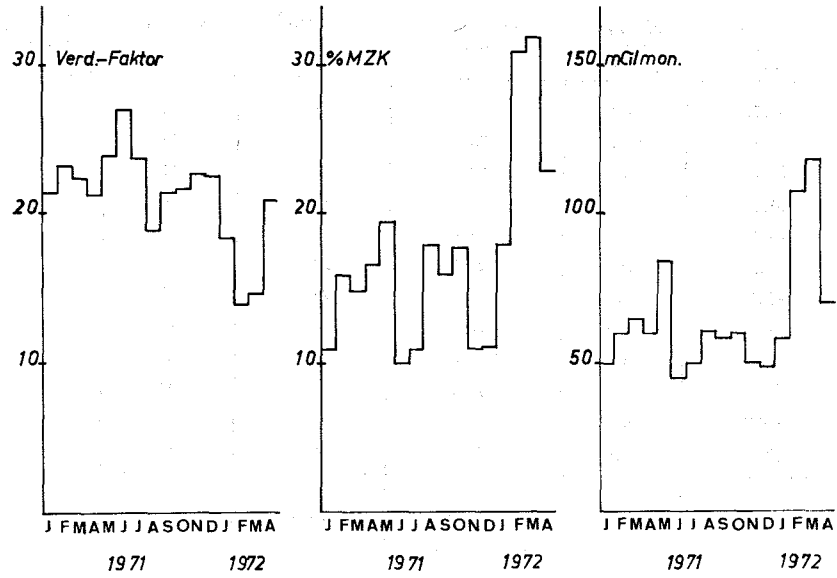


Abb. 5 : VERDÜNNUNGSFAKTOR DES ABWASSERS DER NUKLEARMEDIZINISCHEN ABTEILUNG UND MONATLICHE AKTIVITÄT DES KLINIKUMABWASSERS IN mCi/ MONAT BZW. IN % DER MZK FÜR J-131

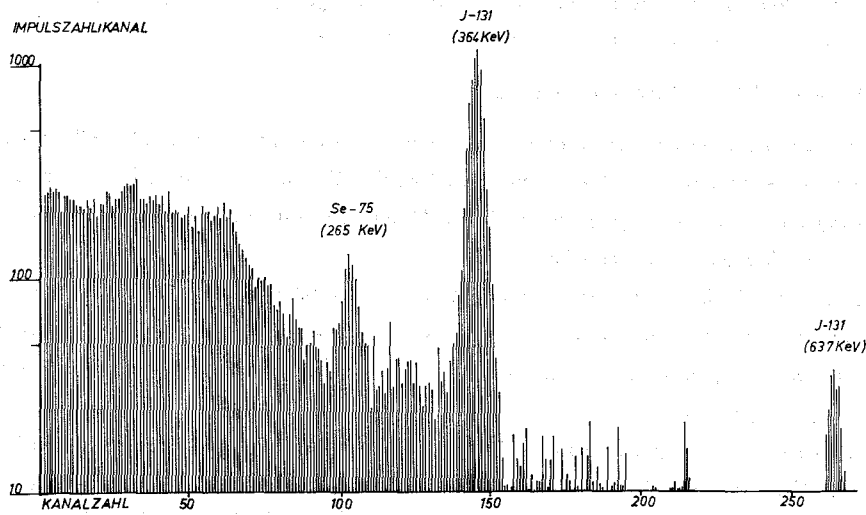


Abb. 6 : γ - STRAHLENSPEKTROGRAMM EINER ABWASSERPROBE

Monat 1971	Abwasser Klinikum m ³	Abwasser NUM m ³	Verdünnungs- faktor	$\mu\text{Ci}/\text{m}^3$	mCi/mon.	MZK in % (bezogen auf Abwasser Klinikum)
Januar	44232	1946	21,7	26	50	11
Februar	37380	1528	23,4	39	60	16
März	43940	1866	22,5	35	65	15
April	38250	1705	21,4	35	60	16
Mai	43610	1737	24,0	49	85	19
Juni	42263	1504	27,0	29	44	10
Juli	42625	1712	23,9	29	50	11
August	33864	1693	19,0	37	63	18
September	34420	1521	21,6	38	58	16
Oktober	34220	1492	21,9	41	61	18
November	35030	1471	22,8	35	51	15
Dezember	33470	1408	22,7	35	49	15
Mittelwerte:	38608	1631	22,6	35,6	58	15

Tab. 3 : ZUSAMMENSTELLUNG DER MONATLICHEN ABWASSERMENGEN UND ABGEGEBENEN AKTIVITÄTEN IN RELATION ZUR MZK (IN J-131-ÄQUIVALENT)

und Therapie in vergleichbarem Umfang verwendete Radionuklide (Jahresverbrauch 1971: J-131 : 4360 mCi, Tc-99m : 5400 mCi, Au-198 : 3750 mCi) beträgt, wurden aus Gründen der Sicherheit die Grenzwerte an den Meßstellen m l - m 3 (s. Kap. 2.6.1.) auf ein Vielfaches der MZK von J-131 eingestellt. Damit sind zwar auch alle Aktivitäts- und Konzentrationsangaben nur als J-131-Äquivalent anzusehen, obwohl wiederholte γ -strahlenspektrometrische Analysen von Proben aus dem Übergabebehälter der Abwasseranlage ergeben haben, daß die Aktivität anderer Radionuklide gegenüber der von J-131 zu vernachlässigen ist (s. Abb. 6).

3.5. AKTIVITÄT BRENNBARER RADIOAKTIVER ABFÄLLE

Aufgrund der Ergebnisse der Berechnungen über die höchstzulässige Aktivität flüchtiger bzw. nicht-flüchtiger radioaktiver Stoffe im Verbrennungsgut der Müllverbrennungsanlage des Klinikums (s. Kap. 2.6.2.) war es, von wenigen Ausnahmen abgesehen, möglich, den gesamten, in der Abteilung anfallenden brennbaren radioaktiven Müll durch konventionelle Verbrennung zu beseitigen.

Da die Aktivität des üblichen, in den Laboratorien anfallenden brennbaren Mülls vernachlässigbar war gegenüber derjenigen von Tierkadavern, wurden diese, nach Art und Menge an radioaktiven Stoffen getrennt, in besonders gekennzeichneten Plastikbeuteln gesammelt und entsprechend den errechneten höchstzulässigen Aktivitäten dem täglichen Verbrennungsgut beigemischt.

Aus der in Tab. 4 angegebenen Zusammenstellung über die in den Jahren 1970 und 1971 mit radioaktiven Tierkadavern durch Verbrennung beseitigten Radionuklide und deren Aktivität / Tag folgt, daß die Aktivität des Verbrennungsguts an flüchtigen radioaktiven Stoffen pro Tag in keinem Fall den maximal zulässigen Wert erreichte. Das gleiche gilt

für alle übrigen Radionuklide, insbesondere dann, wenn man berücksichtigt, daß immer ein Bruchteil auch schwer-flüchtiger radioaktiver Stoffe verdampft und mit dem Abgas der Verbrennungsöfen weggeführt wird.

Radionuklid	n.	Aktivität (mCi)		n.	Aktivität (mCi)	
		pro Jahr 1970	pro Tag		pro Jahr 1971	pro Tag
Fe-59	16	0,258	0,016	8	0,082	0,010
Ga-67	-	-	-	2	0,030	0,015
Sr-87 m	-	-	-	1	1,000	1,000
J-125	23	4,072	0,123	39	3,215	0,082
J-131	85	8,710	0,102	76	23,580	0,310
Ca-47	-	-	-	3	0,260	0,087
Hg-203	10	0,248	0,025	16	0,395	0,025
H-3	27	48,756	1,805	16	16,872	1,055
C-14	3	1,120	0,373	10	1,539	0,154
P-32	3	7,000	2,333	2	2,000	1,000
Co-57	10	0,433	0,043	17	0,331	0,020
Zn-65	10	0,490	0,049	15	0,395	0,026
Se-75	4	0,178	0,045	4	0,170	0,043
Tc-99 m	-	-	-	5	2,650	0,530
Xe-133	52	59,520	1,145	6	50,110	8,352
Au-198	-	-	-	1	0,060	0,060
Cr-51	16	1,455	0,091	2	0,200	0,100
In-113 m	-	-	-	3	0,700	0,233

n: Häufigkeit der Tierkadaver-Beseitigung durch Verbrennung pro Jahr

Tab. 4 : GESAMTAKTIVITÄT (mCi / JAHR) UND AKTIVITÄT PRO TAG BEI DER BESEITIGUNG VON RADIOAKTIVEN TIERKADAVERN DURCH KONVENTIONELLE MÜLLVERBRENNUNG

DISKUSSION

Die bisher etwa dreijährigen Erfahrungen in der hiesigen Nuklearmedizinischen Abteilung haben gezeigt, daß bei sorgfältiger Planung und Koordinierung von Strahlenschutz und Funktion auch sehr diffizile und weitgreifende Strahlenschutzmaßnahmen keine Behinderung der Funktionsabläufe darzustellen brauchen. Als wesentliche Punkte dafür betrachten wir einmal eine gewisse Größe einer zentralen Nuklearmedizinischen Abteilung, die Einbeziehung praktisch aller Arbeits- und sonstiger Räume in einen einheitlichen Kontrollbereich und die Lokalisation der Zwangskontrolle auf Kontamination mit radioaktiven Stoffen an nur einer einzigen Stelle, nämlich der Generalschleuse am Ausgang der Abteilung.

Die konsequente Abgrenzung des Gesamtbereiches der Abteilung und die routinemäßige Kontaminationskontrolle bei jedem Verlassen dieses Bereiches ließ es zu, innerhalb der Abteilung den Funktionsablauf relativ freizügig gestalten zu können. Wenn trotzdem die Mitarbeiter ein Gefühl der Sicherheit beim Umgang mit radioaktiven Stoffen erhalten, liegt die Ursache u.E. darin, daß sie an vielen Stellen innerhalb der Abteilung, insbesondere in den Nebenschleusen die Möglichkeit haben,

ERWERB VON RADIONUKLIDEN IN DEN JAHREN: (Aktivität mCi)			
Radionuklid	1969	1970	1971
Am-241	0,00	2,00	45,00
Au-198	1.390,00	3.386,00	3.746,00
Br-82	0,00	93,91	72,16
C-14	6,11	15,57	21,29
Ca-45	0,00	10,00	2,27
Ca-47	0,60	2,08	5,13
Cl-38	0,00	1,60	0,00
Co-57	0,24	5,79	0,09
Co-58	0,20	0,01	0,00
Cr-51	22,56	78,11	46,08
F-18	0,00	0,20	0,00
Fe-59	2,50	2,80	2,20
H-3	200,83	223,78	0,00
Ga-67	0,00	145,00	270,00
Hg-197	23,00	28,00	21,00
Hg-203	3,00	0,10	10,00
Sn-113/In-113m	25,00	20,00	10,00
J-125	56,67	121,00	435,08
J-131	988,11	2.647,53	4.357,22
J-132	15,00	0,00	0,00
K-42	10,82	7,66	1,10
Mg-28	0,00	0,27	0,05
Mn-56	0,00	1,00	0,00
Na-24	49,77	103,89	0,00
Os-191	0,00	3,00	0,50
Os-193	0,00	0,00	1,00
P-32	22,00	46,00	28,00
Pb-210	0,00	0,00	10,00
Rb-86	10,40	20,00	5,00
S-35	0,00	7,20	2,05
Se-75	32,25	35,00	15,75
Sr-85	1,50	0,00	0,00
Y-87/Sr-87m	13,00	105,00	130,00
Mo-99/Tc-99m	2.575,00	5.700,00	5.400,00
Xe-133	175,00	480,00	70,00
Zn-65	0,00	11,10	0,00

Tab. 5: ÜBERSICHT ÜBER DIE IM KLINIKUM STEGLITZ ANGEWENDETEN RADIONUKLIDE

bei Bedarf nach jedem Arbeitsgang auf radioaktive Kontamination prüfen zu können.

Selbst in den Räumen auf der Therapiestation, in denen sich hochradioaktive Patienten befinden, ist durch entsprechende Organisation der Patientenversorgung sowie bestimmte bauliche Strahlenschutzmaßnahmen (z.B. halbhohe Barytbetonwände zum Schutze der den Raum betretenden Schwestern u.a.) erreicht worden, daß auch bei intensiver Pflege die Schwestern eine relativ geringe Strahlenbelastung erhalten. Das hatte zur Folge, daß sich eine ganze Reihe von jüngeren Schwestern für die Tätigkeit auf dieser Station interessierten.

Eine Verschleppung von radioaktiven Substanzen ist durch die oben beschriebene Organisationsform weitgehend vermieden worden. Die kritischen Bereiche liegen ja bekanntlich in der Radionuklidzone sowie in der Patienten- (Therapie-) Zone. In beiden Zonen hat sich bei uns die relativ großzügige Planung bezahlt gemacht: durch das Vorhandensein von Ausweichmöglichkeiten kommt es auch bei der radioaktiven Verseuchung eines einzelnen Raumes nicht zu einer Beeinträchtigung des Arbeitsablaufes im Sinne einer Selbstblockade.

Trotz eines relativ hohen Verbrauchs an radioaktiven Stoffen (s. Tab. 5), der sich aus dem breiten Anwendungsspektrum nuklearmedizinischer Methoden in Diagnostik und Therapie sowie der weitgefaßten Forschungsthematik eines Klinikums ergibt, ist die Strahlenbelastung der Mitarbeiter und Gäste der Abteilung relativ niedrig. Auch Häufigkeit und Ausmaß von Personenkontaminationen ist gering.

Durch vollständiges Sammeln und gegebenenfalls Abklingenlassen der radioaktiven Abwässer konnte erreicht werden, daß z.B. von den im Jahr 1971 erworbenen 4,4 Ci J-131 nur etwa 700 mCi, d.h. 1/6 der Menge an die öffentlichen Abwässer abgegeben werden mußten.

ZUSAMMENFASSEND kann festgestellt werden, daß eine sorgfältige Analyse der zu erwartenden Aufgaben einer Nuklearmedizinischen Abteilung, vorausschauende Planung und Ausführung der baulichen Strahlenschutz-Einrichtungen sowie eine gute Koordinierung von Funktionsabläufen und praktischen Strahlenschutzmaßnahmen eine weitgehende Reduzierung der Strahlenbelastung der beruflich dort tätigen Personen bei gleichzeitiger Verhinderung der radioaktiven Verseuchung der Umwelt gewährleisten.

Wir danken allen Mitarbeitern der Nuklearmedizinischen Abteilung, die an der Planung und Durchführung des Strahlenschutzes mitgewirkt haben.

Herrn W. LOOSE danken wir für die Bearbeitung der Kapitel über die Abwasserbeseitigung.

BIBLIOGRAPHIE

- (1) "Handbuch der Atomwirtschaft", v.d. Linnepe Verlagsgesellschaft mbH, Hagen/Westf., 1969
- (2) "Literaturliste für Nuklearmedizin und Grenzgebiete", Berlin, 1964
- (3) "Literaturliste für Nuklearmedizin und Grenzgebiete", Berlin, 1968
- (4) AURAND, K. und HINZ, G.: "Erhebungen über die Entwicklung der Anwendung offener Radionuklide in Diagnostik und Therapie"; Bundesgesundheitsblatt 13, 1970, 30-33
- (5) OEFF, K.: "Entwicklung und gegenwärtiger Stand der Nuklearmedizin"; Der Krankenhausarzt 43, 1970, 115-121
- (6) OEFF, K.: "Funktionsanalyse, Bau und Ausstattung einer Abteilung für nuklearmedizinische Diagnostik"; Medizinal-Markt/Acta Medicotechnica 5, 1966, 240-246
- (7) SCHUNK, J.: "Erste Hilfe bei allgemeinen Strahlenschäden einschließlich Wundbehandlung bei Kontaminierten"; Wehrmedizinische Mitteilungen 4, 1960, 49-52
- (8) WALD, N.: "Radiation Injury and its Management", in "Handbook of Radioactive Nuclides"; (Hrsg.: Yen Wang, Chemical Rubber, Co.), 1969, 837-867
- (9) WALD, N.: "Medical Management of Radiation Emergencies"; (Hrsg.: Yen Wang, Chemical Rubber, Co.), 1969, 868-883
- (10) "Diagnosis and Treatment of Radioactive Poisoning"; Proceedings of a Scientific Meeting, IAEA-WHO, Wien, 15.-18. Oktober 1962; Proceedings Series, IAEA, 1963
- (11) NEUMEISTER, K.: "Erste Hilfe bei Strahlenunfällen in Isotopenlaboratorien"; Kernenergie 6, 1963, 516-519
- (12) SCHEEL, H.: "Dekontamination der Haut"; Kernenergie 7, 1964, 197-203
- (13) KAUL, A.: "Ein neuer Weg zur Dekontamination der menschlichen Haut"; Umschau in Wissenschaft und Technik, 66, 1966, 198
- (14) OHLENSCHLÄGER, L.: "Beitrag zur chirurgischen Versorgung radioaktiv kontaminierter Wunden"; Verlag A.W. Gentner, Stuttgart, 1968
- (15) MÖHRLE, G.: "Ärztliche Überlegungen und Richtlinien für die Personendekontamination und Dekorporierung"; Bericht GfS K40, Institut für Strahlenschutz der Gesellschaft für Strahlen- und Umweltforschung, Neuherberg/München
- (16) MÖHRLE, G.: "Ärztliche Überlegungen und Richtlinien für die Personendekontamination und Dekorporierung, I. Personendekontamination", Atompraxis 14, 1968, 69-73
- (17) MÖHRLE, G.: "Ärztliche Überlegungen und Richtlinien für die Personendekontamination und Dekorporierung, II. Dekorporierung"; Atompraxis 14, 1968, 201-204
- (18) OHLENSCHLÄGER, L.: "Erste-Hilfe-Maßnahmen bei Strahlenunfällen unter besonderer Berücksichtigung radioaktiv kontaminierter Verletzungen"; Atompraxis 16, 1970, 236-241
- (19) MÖHRLE, G.: "Der heutige Stand der Dekorporierung und deren praktische Anwendung"; in "Strahlenschutz bei offenen radioaktiven Stoffen und Strahlenwirkungen auf die Zellstruktur, Strahlenschutz in Forschung und Praxis", Band IX (Hrsg.: H. Braun et al.), Verlag: Georg Thieme, Stuttgart, 1969, 67-73
- (20) CATSCH, A.: "Dekorporierung radioaktiver und stabiler Metallionen - Therapeutische Grundlagen"; Verlag: Thiemig, München, 1968

DISKUSSION

MAUSHART: Ich hätte gerne noch etwas mehr über Art und Anzahl der benötigten Strahlenschutzmeßgeräte erfahren, insbesondere Dosisleistungsmesser (Energiebereich?), Kontaminationsmonitoren, Hand-Fuß-Monitoren usw.

KAUL: Personendosimeter: 200 (davon Sichtdosimeter 50)
 Hand-Fuß-Monitoren: 4 (davon 2 für γ -Strahler, 2 für β - γ -Strahler)
 Handmonitoren (Methan-Durchflußzähler): 5
 Fußboden-Tischmonitoren (Methan-Durchflußzähler): 5
 Labormonitoren (mit GM-Zählrohren): 20
 Ionisationskammern: 2

BRAUN: Verlassen Sie sich für die Entscheidung, ob das Abwasser in die Kanalisation abgeleitet werden darf oder nicht auf kontinuierlich arbeitende Meßgeräte, oder wird stets vor einer Ableitung in die Kanalisation eine Probe ausgewertet, welche der Qualität des Abwassers entspricht?

KAUL: Kontinuierliche Messung der Abwasserkonzentration und diskontinuierliche Probenahme vor Abgabe des Abwassers in die öffentliche Kanalisation werden durchgeführt.

FELDT: Ich bin nicht glücklich über die von Ihnen geschilderte Art der Abwasserbeseitigung. Hinter der geschilderten Methode steht die Philosophie, daß die Gefahren durch Verdünnung der Aktivität beseitigt werden können. Wie Sie wissen, gibt es vielerlei Anreicherungsmechanismen in Sedimenten und im biologischen Material sowie additive Auswirkungen durch andere Ableiter in dasselbe Ökosystem. Von der Ökologie her würden wir es begrüßen, wenn man bei den Abgaben die Gesamtaktivität betrachtet und beschränkt und nicht die Abwasserkonzentrationen.

Meine Frage an Sie ist: Wird von Ihrer Aufsichtsbehörde eine jährliche Beschränkung der Gesamtaktivitätsabgaben vorgenommen und wenn ja, was machen Sie dann mit der überschüssigen Aktivität?

KAUL: Prinzipiell ist die Beseitigung von flüssigen radioaktiven Abfällen mit dem Abwasser ausschließlich durch Verdünnung nicht zu befürworten. Für Radionuklide, die in der nuklearmedizinischen Diagnostik und Therapie verwendet werden, ist aber die Möglichkeit der Abgabe von Abfällen mit dem Abwasser deshalb weniger problematisch, weil die Halbwertszeiten im allgemeinen verhältnismäßig kurz sind ($\ll 100$ Tage!). Wir wählen den Weg des Abklingenlassens und der anschließenden Abgabe der Restaktivitäten mit dem Gesamtabwasser des Klinikums (etwa 40 000 m³/Monat). Im Jahre 1971 waren dies, auf den Erwerb z. B. von J-131 bezogen, etwa 6 %, d. h. etwa 700 mCi/Jahr bei einem Erwerb von etwa 4,2 Ci/Jahr. Im Mittel beträgt die Konzentration des Abwassers des Klinikums an J-131 15 % der MZK von J-131. Sollte die Konzentration in die Größenordnung der MZK oder darüber kommen, wird das Abwasser nicht in die Kanalisation gegeben, sondern mit Tankwagen an die zentrale Sammelstelle abgeführt. Dieser Fall ist aber bisher noch nicht eingetreten.

INKORPORATIONSÜBERWACHUNG

- SINN UND DURCHFÜHRUNG

H. SCHIEFERDECKER

GESELLSCHAFT FÜR KERNFORSCHUNG MBH, KARLSRUHE

MEDIZINISCHE ABTEILUNG

Zusammenfassung

Es wird über die gesetzlichen Grundlagen der Inkorporationsüberwachung im deutschsprachigen Raum berichtet. Die Durchführungsbestimmungen der Strahlenschutzverordnungen werden auf ihren praktischen Wert untersucht und mit der Praxis verglichen.

Es werden Vorschläge gemacht, wie Inkorporationskontrollen sinnvoller gestaltet werden können. Über die üblichen Ganzkörper- und Urinmessungen hinaus sollten auch andere Beurteilungsverfahren einbezogen werden, wie Arbeitsplatzkontrolle, Atemluftüberwachung, Nasenabstriche und Fäcalanalysen.

Es wird über praktische Erfahrungen vorgetragen, die sich beim technischen Ablauf der Inkorporationskontrolle im Kernforschungszentrum Karlsruhe ergeben haben.

1. Gesetzliche Grundlagen

Zum Schutz des Menschen vor ionisierender Strahlung ist neben der Bestimmung der empfangenen Strahlendosis auf der Körperoberfläche auch die Feststellung eventuell inkorporierter radioaktiver Stoffe notwendig. Dieser Grundsatz erscheint in den einschlägigen Verordnungen der deutschsprachigen Länder, den sogenannten Strahlenschutzverordnungen [1][2][3][4]. Die Notwendigkeit dieser Maßnahme wird in den einzelnen Verordnungen mehr oder weniger deutlich hervorgehoben und in den Durchführungsbestimmungen zu den Strahlenschutzverordnungen wird mit unterschiedlicher Eindringlichkeit darauf hingewiesen.

Die Strahlenschutzverordnung (SSVO) der Bundesrepublik Deutschland [1] legt in § 37 fest, daß zur Inkorporationskontrolle geeignete Messungen durchgeführt werden sollen. Über die Art und Weise dieser Messungen sind keine generellen Durchführungsbestimmungen ergangen, sondern die zuständigen Ministerien der einzelnen Bundesländer Deutschlands haben in eigenen Erlassen dazu Stellung genommen. Sie basieren im wesentlichen auf den Richtlinien des damaligen BMwF vom 22. 1. 1968 "Zur regelmäßigen Inkorporationsmessung mittels Ganzkörperzähler oder durch Urinuntersuchungen".

In § 50 wird vorgesehen, daß Personen, die eine gefährliche Menge radioaktiver Stoffe inkorporiert haben, sofort ärztlich untersucht und unverzüglich einem ermächtigten Arzt vorgestellt werden müssen.

§ 4 der neuen Strahlenschutzverordnung der Deutschen Demokratischen Republik vom 26. 11. 1969 [2] besagt, daß maximal zulässige Werte von durch Ingestion oder Inhalation erfolgten Inkorporationen in vorgegebenen Zeitintervallen nicht überschritten werden dürfen. Die Höhe der Werte sowie die Zeitintervalle werden vom Leiter der Staatlichen Zentrale für Strahlenschutz in den §§ 6 und 7 der Durchführungsbestimmungen zur gleichen Strahlenschutzverordnung in Form einer Anlage festgelegt. Es handelt sich dabei um die maximal zulässige jährliche Aktivitätsaufnahme infolge Inhalation und Ingestion. Die Werte sind nach § 28 der SSVO, Anhang Art. 25, so bemessen, daß bei Einhaltung dieser Grenzwerte das maximal zulässige Dosisäquivalent im kritischen Organ nicht überschritten wird. Aus diesen Werten leiten sich maximal zulässige Konzentrationen in Luft und Trinkwasser ab. Wie die Einhaltung dieser Werte jedoch kontrolliert wird, schreibt der Gesetzgeber in [2] nicht vor.

Die Eidgenössische Strahlenschutzverordnung [3] sieht im Artikel 39, Abs. b, die Ermittlung einer inneren Kontamination vor, wenn der Verdacht dazu besteht. Das Eidgenössische Gesundheitsamt und die Schweizerische Unfallversicherungsanstalt geben in gegenseitigem Einvernehmen dazu entsprechende Weisungen.

Obwohl im Artikel 75, 2, untersagt wird, daß offene radioaktive Strahlenquellen mit bloßen Händen berührt werden, wird nicht ausgeschlossen, daß eine äußere und innere Kontamination des Körpers erfolgen kann. Ist eine innere Kontamination des Körpers erfolgt, so ist nach Artikel 95 sofort ein Sachverständiger und, wenn nötig, ein Arzt hinzuzuziehen.

Wie eine Inkorporationskontrolle durchzuführen ist, wird in der SSVVO [3] nicht angegeben. Der Sachverständige und der Arzt sind hierbei auf ihre eigenen Entscheidungen angewiesen.

Die Österreichische Strahlenschutzverordnung [4] enthält in § 10 den Passus, daß bei der Ermittlung der Strahlendosis auch die inkorporierte Aktivität zu berücksichtigen ist. In § 25 derselben SSVVO wird angegeben, daß geeignete Inkorporationsmessungen durch Ganzkörper- oder Ausscheidungsmessungen nach Erfordernis, mindestens jedoch einmal jährlich, durchzuführen sind. Hier wird bereits in der Verordnung eine genauere Angabe über die Art und Weise der Inkorporationsüberwachung gemacht und es ist zu erwarten, daß die noch ausstehenden Durchführungsbestimmungen für Einzelfälle noch bessere Hinweise bringen werden.

Bei allen Verordnungen fehlt der Hinweis darauf, wie man sich bei Zwischenfällen mit Verdacht auf eine Inkorporation zu verhalten hat.

In der Eidgenössischen SSVVO [3] wird in den Art. 49 - 53 über Maßnahmen bei Strahlenunfällen berichtet; es fehlt aber eine Angabe, welche geeigneten Inkorporationskontrollen durchgeführt werden sollen.

Der § 17 der SSVVO der DDR [2] behandelt das Verhalten bei außergewöhnlichen Ereignissen und in § 26, 2, der Durchführungsbestimmungen derselben SSVVO wird lediglich auf einen gesonderten Alarmplan hingewiesen, in dem weitere Maßnahmen aufgeführt sind. Die Anforderungen des Strahlenschutzes an einen Katastrophenschutzplan für Kernanlagen [5] sehen unter anderem die Vorbereitung eines Probennahmeprogramms und den Beginn der Sammlung biologischer Proben (Stuhl, Urin) vor. Die hauptsächlichsten Maßnahmen zur Inkorporationsbestimmung beziehen sich auf routinemäßige Kontrollen, die meist als Stichprobenmessung aufgefaßt werden.

Fehlende Angaben über Art und Weise der durchzuführenden Inkorporationskontrollen müssen von den Sachverständigen aus den Publikationen der Internationalen Strahlenschutzkommission (ICRP) entnommen werden. Meist bezieht man sich dabei auf das alte Konzept der ICRP, die in ihren Empfehlungen in der Pub. 2 von 1959 von zulässigen ständig vorhandenen Aktivitätsmengen im Körper ausgeht [6].

Diese Darstellung ist nicht sehr realistisch, da Inkorporationen nicht nur chronisch, sondern meist einmalig auftreten.

In letzter Zeit sind einige neue ICRP-Publikationen erschienen, die besonders die Ermittlung von Inkorporationen zum Inhalt haben [7][8][9]. In der Abb. 1 sind die Modelle zusammengestellt, nach denen Strahlenschutzrichtwerte bei Inkorporationen ermittelt wurden. Anfänglich wurde lediglich die chronische Aufnahme einer bestimmten Menge $I(t)$ eines Radionuklids festgelegt, die erst im Verlauf mehr oder weniger langer Zeit zu einer bestimmten Körper- oder Organbelastung $q(t)$ führte [6] (s. Abb. 1)

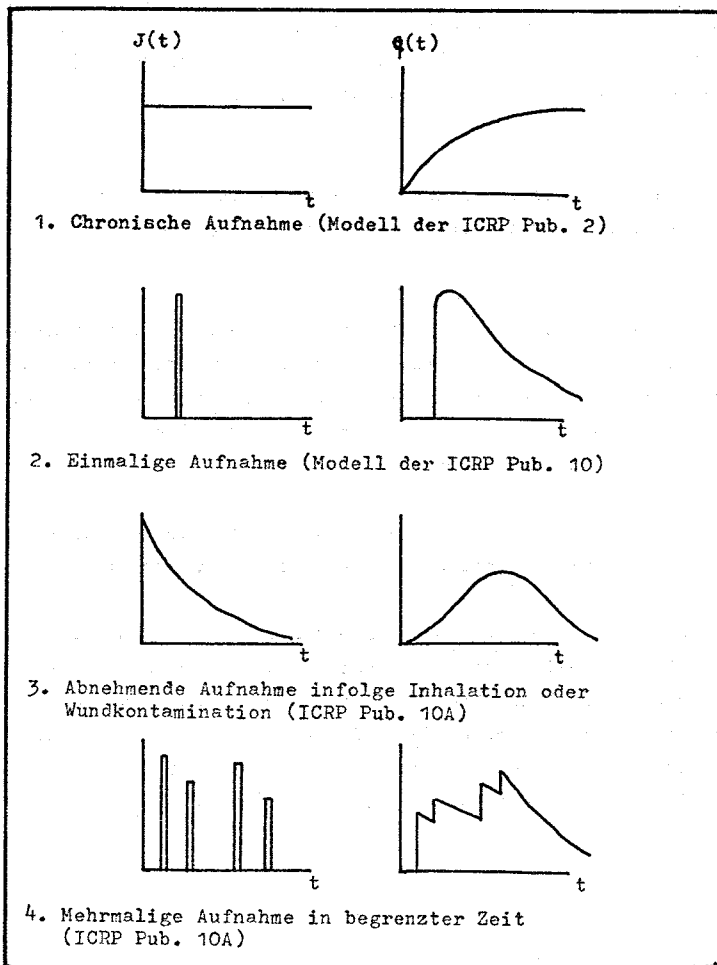


Abb. 1 Zusammenhang zwischen Aufnahme von Radionukliden und deren Körper- oder Organgehalt (nach ICRP Pub. 10A)

Später kamen Empfehlungen für die einmalige Aufnahme von Radionukliden hinzu [8], die es gestatten, abgeleitete Richtwerte für zulässige Urinkonzentrationen anzugeben und dadurch die derzeitige Körperbelastung indirekt zu bestimmen. In jüngster Zeit wird auch die Aufnahme aus einmaligen Inhalationsfällen und Wundkontaminationen berücksichtigt [9], bei der eine Umlagerung der inkorporierten Aktivität im Körper angenommen wird. Schließlich werden auch mehrmalige Aufnahmen von Radionukliden in den Körper als Modell herangezogen.

Es leiten sich davon Richtwerte für die zulässige jährliche Aufnahmemenge ab, und es wurden abgeleitete Konzentrationswerte für maximal zulässige Ausscheidungsmengen festgelegt, die für Inkorporationskontrollen als Richtwerte gelten.

Die ICRP bereitet z.Zt. ein neues Handbuch vor, das im Jahr 1973 erscheinen soll und eine Revision der alten Empfehlungen aus dem Jahr 1959 darstellt. Es wird unter dem Titel "Handbook on the Dosimetry of Radionuclides Within the Body" mit mehreren Änderungen und neuen Interpretationen der Strahlengrundnormen erscheinen [10].

2. Notwendige Maßnahmen für eine sinnvolle Inkorporationskontrolle

Die Inkorporationsüberwachung hat zweierlei Bedeutung:

- Es soll mit ihrer Hilfe festgestellt werden, daß keine unzulässig hohen Inkorporationen beim Umgang mit offenen radioaktiven Stoffen aufgetreten sind.
- Die Inkorporationsüberwachung dient zur Ermittlung der Körperbelastung und der daraus resultierenden Dosisbelastung der betroffenen Organe, wenn eine Inkorporation stattgefunden hat.

Zu A: Diese Inkorporationskontrolle kann dort, wo die Arbeitsbedingungen ausreichend gut sind, durch Stichproben durchgeführt werden. Allerdings sollte die Häufigkeit der Stichprobenmessungen der effektiven Halbwertszeit des in Frage kommenden Radionuklids angepaßt sein. So ist eine Inkorporationskontrolle durch jährliche Stichprobenmessung beim Tritium z.B. lediglich eine Formsache, da hierbei mit Sicherheit nur solch hohe Inkorporationen erkannt werden können, die im Normalfall ohnehin nicht sehr wahrscheinlich sind. Hier sollte eine regelmäßige Inkorporationskontrolle mit einer mindestens monatlichen Urinmessung durchgeführt werden. Stellt sich im Verlauf der Überwachung heraus, daß keine größeren Inkorporationen als 10 % der maximal zulässigen Dauerbelastung

auftreten, kann das Überwachungsintervall auf halbjährliche oder jährliche formale Überwachung beschränkt werden, wenn die Überwachung nicht sogar ganz eingestellt werden kann. Dies erscheint in den Fällen angebracht, in denen die Arbeitsbedingungen später nicht verändert werden und auf anderem Wege, z.B. durch Arbeitsplatzüberwachung oder Atemluftüberwachung, kontrolliert werden können.

Werden dagegen häufig höhere Werte als 10 % der maximal zulässigen Dauerbelastung gefunden, dann sollten die Untersuchungszeiträume zum Zwecke einer genaueren Dosisberechnung sogar noch verkürzt werden.

Für die Tritiumüberwachung erscheint das in Los Alamos [11] praktizierte Verfahren gut geeignet. Bei Urinkonzentrationen von 10 bis 1 $\mu\text{Ci H-3/l}$ wird eine monatliche Überwachung angeordnet, die sich auf 14-tägig verkürzt, wenn Inkorporationen wahrscheinlich werden. Wöchentliche Überwachung wird angegeben für Urinkonzentrationen von 100 bis 10 $\mu\text{Ci/l}$ und für größere Aktivitäten als 100 $\mu\text{Ci/l}$ ist sogar eine tägliche Urinkontrolle vorgeschrieben.

Ähnliche Überlegungen gelten auch für die Inkorporationskontrolle von J-131 mittels Teilkörpermessungen der Schilddrüse oder für andere Radionuklide ähnlicher effektiver Halbwertszeit.

Zu B: Diese Überwachung setzt dort ein, wo bei Stichprobenmessungen erhöhte Körperbelastungen festgestellt wurden oder wo aufgrund der Arbeitsbedingungen, z.B. nach unvorhergesehenen Zwischenfällen, eine Inkorporation von Radioaktivitäten zu befürchten ist. Ist eine erhöhte Inkorporation festgestellt worden, dann ist die Höhe dieser inkorporierten Menge durch nachfolgende häufigere Inkorporationsmessungen festzustellen. Aus dem zeitlichen Verlauf der Meßergebnisse ist dann eine ungefähre Abschätzung der ursprünglichen Körperbelastung möglich. Die Abb. 2 [12] verdeutlicht dies etwas.

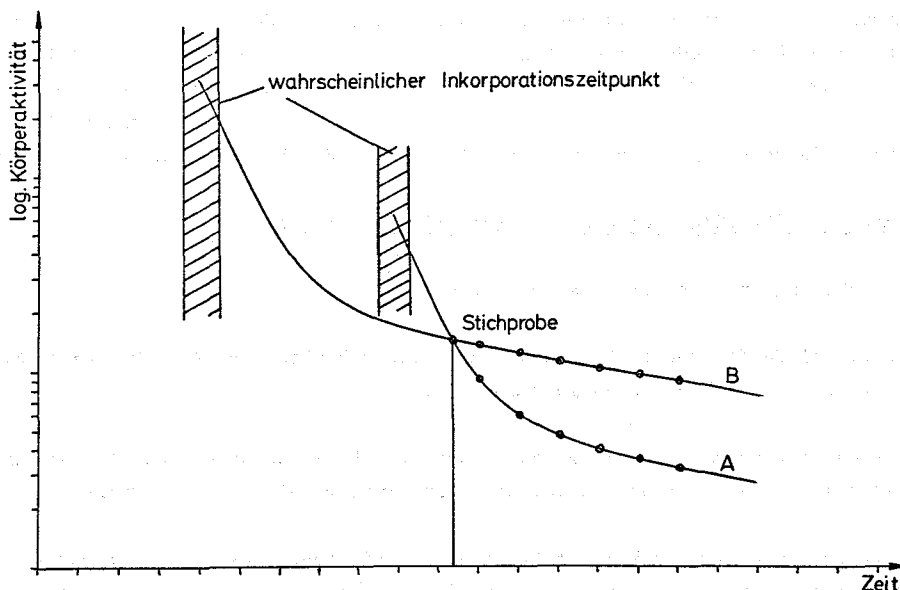


Abb. 2 Abschätzung der Höhe einer Inkorporation aus Inkorporationsmessungen nach einer Stichprobenmessung (aus [12])

Wenn z.B. die Ganzkörpermessung von Co-60 eine erhöhte Aktivität bei einer Stichprobenmessung ergeben hat, dann können die anschließend gefundenen Meßergebnisse einen zeitlichen Verlauf zeigen, wie er in den Kurven A oder B dargestellt ist. Im Fall A liegt die vermutete Inkorporation geringere Zeit zurück als im Falle B, was aus dem für Retentions- und Ausscheidungsfunktionen typischen Kurvenverlauf zu entnehmen ist. Dementsprechend wird die ursprüngliche Aktivitätsmenge im Fall B erheblich höher liegen als im Fall A. Die Häufigkeit der Inkorporationsmessungen muß in diesem Fall relativ groß sein.

Häufige Inkorporationsmessungen sind auch dann angezeigt, wenn aufgrund der Gegebenheiten vermutet werden muß, daß eine Inkorporation eingetreten ist. Durch tägliche Messungen ist das Retentionsverhalten des Radionuklids im Körper oder das Ausscheidungsverhalten in den Ausscheidungen zu bestimmen, um daraus die ursprüngliche Körperbelastung ermitteln zu können.

Üblicherweise werden in solchen Fällen bei Radionukliden, die durch Ausscheidungsanalysen nachweisbar sind, Urinalysen herangezogen. Das muß nicht in allen Fällen die optimale Lösung des Problems sein, da die Urinausscheidung nicht immer die überwiegende Ausscheidungsart ist. Nach [9] wird z.B. Zn zu 75 % im Stuhl ausgeschieden und nur zu 25 % im Urin. Ähnlich ist es bei Ba, Ra und Ce, die zu 90 %, 95 % oder sogar zu 100 % im Stuhl ausgeschieden werden. Dies führt dazu, daß zur Inkorporationsüberwachung gegebenenfalls auch Stuhlanalysen herangezogen werden müssen [13].

Die Notwendigkeit, Stuhlanalysen zur Inkorporationskontrolle heranzuziehen, ist auch überall dort angezeigt, wo die Inhalation von unlöslichen Radionukliden erwartet wird. Durch die schnelle Lungenclearance infolge der Ciliarbewegung des Flimmerepithels gelangt ein großer Teil der inhalierten Aktivität in den Magen-Darm-Trakt und von dort in den Stuhl. Aber auch die langsame Lungenclearance aus dem pulmonalen Bereich führt durch Endocytose und anschließenden Ciliartransport zu einer Ausscheidung von Aktivität über den Magen-Darm-Trakt im Stuhl, die zu einer Abschätzung der Körperbelastung herangezogen werden kann [14].

Eine andere, wenn auch grobe Methode zur Abschätzung der Körperbelastung nach Inhalation sollte man nicht ohne Beachtung lassen. Durch Nasenabstriche kann sehr schnell festgestellt werden, ob und in welcher ungefähren Höhe eine Inkorporation stattgefunden hat, wenn auch die Interpretation dieser Werte aus vielerlei Gründen nicht sehr leicht ist. Hier gehen vor allem die Korngrößenverteilung und die chemischen Eigenschaften des inhalierten Aerosols in die Abschätzung ein.

Neben den Ganz- und Teilkörpermessungen in geeigneten Meßanordnungen und den Ausscheidungsanalysen von Urin und Fäces wird in letzter Zeit auch die Bestimmung von Chromosomenveränderungen als Methode der Inkorporationsüberwachung genannt [15]. Vorerst bei Tritiuminkorporationen im hohen Dosisbereich sind deutliche Chromosomenveränderungen beobachtet worden, die als Maß für die Höhe einer Tritiuminkorporation herangezogen werden können.

Bei der Auswahl der für die Inkorporationsüberwachung geeigneten Meßmethoden sollte das Verfahren bevorzugt werden, das die kleinste Aktivitätsmenge im Körper nachzuweisen erlaubt. Verfahren, die nicht weniger als 10 % der maximal zulässigen Körperbelastung nachweisen können, sind für eine routinemäßige Inkorporationsüberwachung nicht geeignet und können nur in Unfallsituationen als Nachweismethode herangezogen werden. In diesem Zusammenhang sollte eine einheitliche Definition der Bezeichnung "minimale nachweisbare Aktivitätsmenge" definiert und angewandt werden. Sie sollte zum Vergleich der Leistungsfähigkeit der einzelnen Methoden möglichst eindeutig definiert werden. Zweckmäßig erscheint es, die Nachweisgrenze als diejenige Nettozählrate zu bezeichnen, deren Messung mit einem Gesamtfehler von nicht mehr als 100 % möglich ist. In den Fällen, in denen im Body-Counter nicht die geforderte Nachweisempfindlichkeit gegeben ist, sollten Ausscheidungsanalysen, die auf die erforderliche Nachweisempfindlichkeit gebracht werden können, benutzt werden.

Bei der Auswahl der Analysemethoden ist auf die Zweckmäßigkeit der Methode zu achten. So ist z.B. der Nachweis von Natururan im Urin durchaus durch ein einfaches und schnelles fluorimetrisches Verfahren empfindlich genug zu erbringen, während angereichertes Uran durch eine geeignete radiochemische Methode bestimmt werden muß. In Zwischenfallsituationen ist dagegen die Ganz- oder Teilkörpermessung von Uran über die emittierte weiche Quantenstrahlung mit geeigneten Szintillationszählern viel schneller möglich und für diese Zwecke daher angezeigt.

Der Nachweis von C-14 im Körper, das in Form markierter Verbindungen inkorporiert wurde, ist nicht allein im Urin, sondern auch in der Ausatemluft möglich, da der Abbau sowohl zu organischen Abbauprodukten, als auch zu CO₂ erfolgen kann.

3. Praktische Durchführung

Im Kernforschungszentrum Karlsruhe wird die Inkorporationsüberwachung zum Teil zentral durch das Technische Sicherheitsbüro der Abteilung Strahlenschutz und Sicherheit gesteuert, wobei die Auswahl des Personenkreises und die Häufigkeit der routinemäßigen Überwachungsmessungen im Einvernehmen mit den Strahlenschutzbevollmächtigten unter Zugrundelegung von Auswahlkriterien festgelegt wird, die von H. Roock zusammengestellt wurden.

Auswahlkriterien für die Mitarbeiter, die oberhalb der Freigrenze Umgang mit offenen radioaktiven Stoffen haben, sind

- a) die Umgangsmenge unter Bezug auf die Radiotoxizität (Grenzaktivität)
- b) die Umgangsart.

Die Radiotoxizität bezieht sich auf die maximal zugelassene Körperbelastung (MZKB) und wird in vier Toxizitätsklassen unterteilt (sehr hohe, hohe, mittlere und niedrige Radiotoxizität) entsprechend den MZKB-Werten von < 1 µCi, 1 bis 5 µCi, 5 bis 100 µCi und > 100 µCi.

Es werden vier Umgangsarten unterschieden, die als

- 1) Lagerung
- 2) gewöhnliche chemische Verfahren auf nassem Wege
- 3) komplexe Verfahren auf nassem Wege, bei denen die Gefahr des Verschüttens besteht, sowie einfache Verfahren auf trockenem Wege
- 4) Verfahren auf trockenem Wege mit Staubentwicklung

bezeichnet werden und geringes, mittleres, hohes und sehr hohes Umgangsrisiko beinhalten.

Mit den vier Arten des Umgangs und den vier Toxizitätsklassen wurden Grenzaktivitäten aufgestellt, die als Kriterium für die Auswahl des Personenkreises herangezogen werden. Wird beim Umgang mit diesen Stoffen die entsprechende Grenzaktivität überschritten, sind regelmäßige Inkorporationsüberwachungen erforderlich. Über die Häufigkeit der Messungen wird im Einzelfall entschieden.

Die Überwachung wird entweder mit dem Ganzkörperzähler der Abteilung Strahlenschutz und Sicherheit oder durch Ausscheidungsanalysen im Toxikologischen Labor der Medizinischen Abteilung ausgeführt.

Die Ganzkörpermessung erfolgt durch eine 10-Minuten-Messung der betreffenden Person in einem Whole-Body-Counter, wobei Kleidung und Uhren abgelegt werden und Papierkleidung getragen wird. Auf eine vorherige Kontrolle der äußeren Kontamination wird im Routinebetrieb verzichtet, da bisher mit den benutzten Meßgeräten keine Kontaminationen festgestellt worden sind. In Zweifelsfällen ist eine Wiederholungsmessung nach gründlicher Ganzkörperdekontamination in der Medizinischen Abteilung angebracht.

Für die Urinmessung ist in vielen Fällen die Sammlung einer gesamten Tagesmenge notwendig. Dazu werden 2-Liter-Polyäthylflaschen verwendet, die mit Sicherheit die Aufnahme der Gesamttagesmenge ermöglichen. Gesammelt wird in der Regel von Arbeitsbeginn bis Arbeitsbeginn, d.h. es muß eine zweite Flasche zum Sammeln des Urins außerhalb der Arbeitszeit mit nach Hause genommen werden. Wir haben die Erfahrung gemacht, daß Schuhbeutel zum Transport dieser Flaschen sehr zweckmäßig sind (s. Abb. 3).

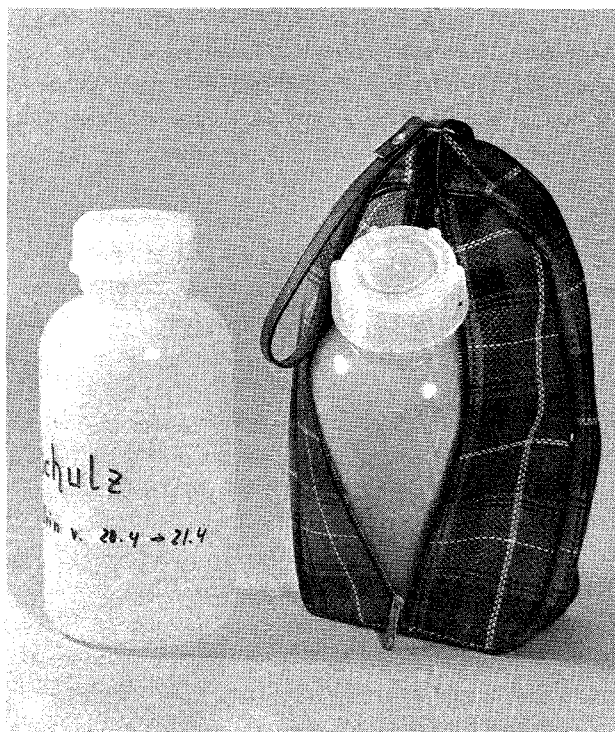


Abb. 3 Plastikflasche und Tragebeutel für Urinproben

Die Transportfrage ist auch beim Sammeln von Fäkalproben zu lösen. Für eine Inkorporationskontrolle muß die Gesamtprobe aufgearbeitet werden und es muß daher eine größere Menge möglichst geruchsfrei transportiert werden können. Um die Sammlung selbst zu vereinfachen und auch die spätere Aufarbeitung ohne größere Geruchsbelästigung durchführen zu können, haben wir einen speziellen Sammelbehälter zusammengestellt. Er besteht aus einem Polyäthylensack, der zur Formgebung in einen paraffinierten Pappbehälter eingelegt wird, wie es die Abb. 4 zeigt. Dieser Behälter kann ohne größere Schwierigkeiten in üblichen Klosettschüsseln zum Sammeln benutzt werden. Danach wird der Plastiksack mit einem Clip verschlossen und mit dem Pappbehälter in einen geruchsdicht verschließbaren Plastikbehälter gebracht. Dieser ist auch bei Zimmertemperatur ohne Geruchsbelästigung transportierbar. Nach Tiefkühlung des Behälters und der Probe wird nur der Plastikbeutel mit der Probe entnommen und direkt durch trockene Veraschung aufgearbeitet. Diese Anordnung hat sich bisher gut bewährt und wird jetzt bereits seit 1965 ohne Schwierigkeiten angewendet.

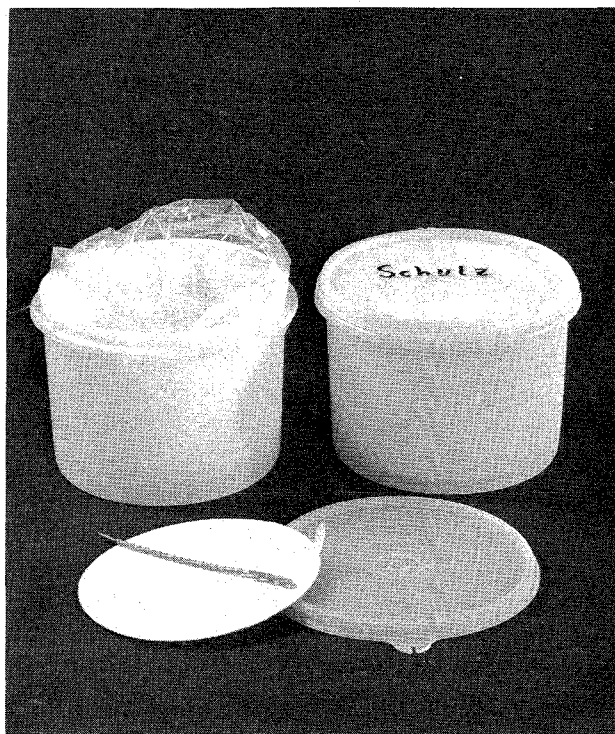


Abb. 4 Sammelbehälter für Stuhlproben

Die für Nasenabstriche benutzten Abstrichmaterialien sollten so ausgewählt sein, daß sie bei der anschließenden radiochemischen Aufarbeitung keinen unnötig schwer aufzuarbeitenden Rückstand hinterlassen. Bei uns haben sich Mullgazestreifen bewährt, die auf Holzstäbchen gewickelt werden, leicht wieder abstreifbar und ohne Rückstand veraschbar sind. Auch Filterpapier aus aschefreiem Material ist für diesen Zweck gut geeignet.

Die Bedeutung der Inkorporationsüberwachung durch Ausscheidungsanalysen sollte keinesfalls unterschätzt werden. Sie ist in allen Fällen, wo Messungen auf physikalischem Wege nicht die erforderlichen Ergebnisse bringen, weil die möglicherweise inkorporierten Nuklide so nicht meßbar sind, eine notwendige Maßnahme zur Einschränkung des Risikos, das der Umgang mit ionisierenden Strahlen mit sich bringen kann.

Mit der Zeit und mit zunehmenden Erfahrungen werden die Methoden verbessert und verfeinert werden. Schon jetzt sind sie für die Routineüberwachung absolut zufriedenstellend und wir arbeiten vor allem an Schnellmethoden, die zur raschen Abschätzung der inkorporierten Menge bei Zwischenfällen Anwendung finden sollen.

Bei der Benutzung der Auswahlkriterien zur Auswahl des Personenkreises, der in eine Inkorporationsüberwachung einzubeziehen ist, kann noch viel methodischer vorgegangen werden, insbesondere sollte man die Arbeitsbedingungen viel stärker berücksichtigen. In Bereichen, in denen durch Wischtests und Luftüberwachung festgestellt wurde, daß keine unzulässig hohe Aktivität vorhanden ist, treten Inkorporationen gewöhnlich nicht auf. Hier könnte von einer regelmäßigen Inkorporationsüberwachung Abstand genommen werden, während in Bereichen, in denen diese Überwachungen häufig höhere Werte ergaben, die Überwachungshäufigkeit verstärkt werden sollte. In die Inkorporationsüberwachung sollten auch andere Maßnahmen, wie Nasenabstriche, mit einbezogen werden.

In jedem Fall bietet die Inkorporationsüberwachung eine dringend notwendige Ergänzung der Strahlenschutzmaßnahmen, sei es zur Vorsorge oder zur Abschätzung der Dosis bei Zwischenfällen. Eine gesetzliche Verankerung der Inkorporationsüberwachung durch Ausscheidungsanalysen in der Strahlenschutzverordnung wäre zweifellos notwendig.

Literatur

- [1] Erste Verordnung über den Schutz vor Schäden durch Strahlen radioaktiver Stoffe (Erste Strahlenschutzverordnung) vom 24. Juni 1960; Bundesgesetzblatt Teil I, 1960, Nr. 31, Ausgegeben zu Bonn am 30. Juni 1960, S. 430 ff
- [2] Verordnung über den Schutz vor der schädigenden Einwirkung ionisierender Strahlung - Strahlenschutzverordnung - v. 26.11.1969 Gesetzblatt DDR, Teil II (1969) Nr. 99, S.627
Erste Durchführungsbestimmung zur Strahlenschutzverordnung vom 26.11.1969 Gesetzblatt DDR Teil II (1969) Nr. 99, S.635
- [3] Verordnung über den Strahlenschutz (vom 19. April 1963) des Schweizerischen Bundesrats
- [4] Verordnung des Bundesministers für soziale Verwaltung, des Bundesministers für Handel, Gewerbe und Industrie, des Bundesministers für Verkehr, des Bundesministers für Wissenschaft und Forschung und des Bundesministers für Unterricht und Kunst vom 12. Jänner 1972 über Maßnahmen zum Schutz des Lebens oder der Gesundheit von Menschen einschließlich ihrer Nachkommenschaft vor Schäden durch ionisierende Strahlen (Strahlenschutzverordnung) Bundesgesetzblatt für die Republik Österreich 1972; Ausgegeben am 18. Feber 1972

- [5] H. Strauß, W. Schimmel, W. König, L. Albrecht
Anforderungen des Strahlenschutzes an einen Katastrophenschutzplan für Kernanlagen.SZS 17/71
- [6] Recommendations of the International Commission on Radiological Protection ICRP Pub.2 (1960)
Pergamon Press
- [7] Recommendations of the International Commission on Radiological Protection ICRP Pub.6 (1964)
Pergamon Press
- [8] Recommendations of the International Commission on Radiological Protection ICRP Pub. 10
(1968) Pergamon Press
- [9] Recommendations of the International Commission on Radiological Protection ICRP Pub. 10A
(1971) Pergamon Press
- [10] K. Z. Morgan
IAEA / WHO Symposium, Stockholm, 22.-26. Nov. 1971, SM-150/50
- [11] J. W. Healy
Los Alamos Handbook of Radiation Monitoring; LA-4400 (1970)
- [12] G. Möhrle, H. Schieferdecker
Inkorporationsrisiken und deren Abschätzung; Der Radiologe 10, 1970, 381-385
- [13] J. E. Ballou
Health Physics 22 (72) 369
- [14] N.N. Health Physics 12 (66) 173-207
- [15] G. W. Dolphin
IAEA / WHO Symposium, Stockholm, 22.-26. Nov. 1971, SM-150/56

The first part of the document discusses the importance of maintaining accurate records of all transactions. It emphasizes that every entry should be supported by a valid receipt or invoice. This ensures transparency and allows for easy verification of the data.

In the second section, the author outlines the various methods used to collect and analyze the data. This includes both primary and secondary data collection techniques. The analysis focuses on identifying trends and patterns over time.

The third section provides a detailed breakdown of the results. It shows that there has been a significant increase in sales volume, particularly in the latter half of the period. This is attributed to several factors, including improved marketing strategies and better customer service.

Finally, the document concludes with a series of recommendations for future actions. It suggests that the company should continue to invest in research and development to stay ahead of the competition. Additionally, it recommends regular communication with stakeholders to keep them informed of progress.

VI. SITZUNG

SCHLUSS - SITZUNG

VORSITZENDER: H. KIEFER

1. The first part of the document discusses the importance of maintaining accurate records of all transactions and activities. It emphasizes that this is crucial for ensuring transparency and accountability in the organization's operations.

2. The second part of the document outlines the various methods and tools used to collect and analyze data. It highlights the need for consistent and reliable data collection processes to support informed decision-making.

3. The third part of the document focuses on the role of technology in modern data management. It discusses how advanced software solutions can streamline data collection, storage, and analysis, leading to more efficient and effective operations.

BERICHT ÜBER DIE SCHLUSS-SITZUNG

H. KIEFER

GESELLSCHAFT FÜR KERNFORSCHUNG MBH, KARLSRUHE
ABT. STRAHLENSCHUTZ UND SICHERHEIT

Auf Wunsch vieler Tagungsteilnehmer wurde die Schlußsitzung dazu verwendet, das Thema "Ausbildung" ausführlich zu diskutieren. Dabei schälten sich 3 Ausbildungsschwerpunkte heraus

- a) die Ausbildung Strahlenbeschäftigter,
- b) die Einweisung von Reparaturpersonal in den Strahlenschutz,
- c) die Aufklärung der Öffentlichkeit über Strahlenwirkungen.

Zu a)

Die Ausbildung von Krankenhausphysikern im Strahlenschutz ist am Klinikum Steglitz beispielhaft gelöst. Auch die WHO ist auf diesem Gebiet tätig und gibt eine Ausbildungsbroschüre heraus, in der der Strahlenschutz mit ca. 10 % berücksichtigt ist. Was bisher in der BRD fehlt, ist ein Ausbildungsgang zum Strahlenschutzphysiker.

Von den Kernkraftwerken werden Ausbildungsmöglichkeiten für Strahlenschutztechniker gesucht, die wesentlich über das hinausgehen, was in Einzelkursen geboten wird. Der Arbeitskreis "Ausbildung" will einen Katalog von vorhandenem Lehrmaterial, das evtl. entliehen werden kann, erstellen und regt die Herstellung von Lehrfilmen an, wozu das BMBW möglicherweise finanzielle Hilfe leisten kann.

Bei der Frage der Prüfung zum Strahlenschutzverantwortlichen wurde darauf hingewiesen, daß für die verschiedenen Verantwortungsbereiche vorher festgelegt sein muß, welche Anforderungen - einheitlich in der BRD - jeweils gestellt werden müssen.

Zu b)

Ein besonderes Problem stellt das mangelnde "Strahlenschutzbewußtsein" des Reparaturpersonals von Fremdfirmen bei kerntechnischen Anlagen dar. Strahlenschutzvorkenntnisse sind kaum vorhanden, so daß die meist kurze Belehrung vor Ort nicht ausreicht. Das führt natürlich zu Zwischenfällen und relativ hohen Dosen, die ein vorzeitiges Auswechseln von Personal zur Folge haben. Notwendig ist deshalb eine enge Zusammenarbeit zwischen Schichtführer und Strahlenschutz, um durch sorgfältige Vorplanung, technische Maßnahmen und strahlenschutzgerechtes Verhalten aller Personen im Strahlenfeld die Gesamtdosis so niedrig wie möglich zu halten. Dabei muß berücksichtigt werden, daß bestimmte Spezialisten auch in Zukunft in Strahlenfeldern arbeiten müssen, also im Monatsmittel ihre Personendosis unter 500 mrem halten sollten. C.C.R. Euratom/Ispra bietet an, in Reparaturphasen mit einigen Strahlenschutzfachleuten Hilfe zu leisten.

Zu c)

Bei der Aufklärung der Bevölkerung über Strahlenwirkungen - meist in Zusammenhang mit der Neuerrichtung von Kernkraftwerken - zeigt sich immer wieder, daß dort ansässige Ärzte und

Lehrer in die Rolle der "opinion leader" gedrängt werden. Als Meinungsmultiplikatoren sollten sie deshalb in erster Linie angesprochen werden. Die Praxis zeigt aber, daß gerade Ärzte, von wenigen Spezialisten abgesehen, in der Sache überfordert sind. Deshalb sollten die Spezialisten unter den Medizinern die Aufklärung übernehmen, "wobei es oft an tendenzfreien Unterlagen fehlt". Ungelöst bleibt die Frage, wie man Demagogen begegnen kann, zumal diese vielfach Diskussionen mit Fachleuten aus dem Wege gehen. Als Diskussionsunterlage wird auf "Kernenergie, Argumente und Grundlagen" (Schweizerische Vereinigung für Atomenergie) und "Kernfragen" (Deutsches Atomforum) verwiesen. (Letztere sind auf Anregung in dieser Diskussion an alle Fachverbandsmitglieder verteilt worden.) Ein Film über Radioökologie wird z. Z. in der Bundesforschungsanstalt für Fischerei gedreht, der speziell auf die Argumente der Atomgegner eingeht und der in mehreren Kopien an Schulen, Volkshochschulen usw. ausgeliehen werden soll.

In seinem Schlußwort zur Tagung weist der Vorsitzende darauf hin, daß seines Erachtens Erfahrung am meisten zum Strahlenschutzbeitrag beitragen kann, Erfahrung über das Zusammenspiel von wissenschaftlichen Grundlagen und der Strahlenschutztechnik, die sich auf einem befriedigenden Stand befinden, Erfahrung über die noch nicht befriedigende Ausbildung und das "schwächste Glied der Kette", die legislative Seite des Strahlenschutzes, die hinter dem jeweiligen Stand von Wissenschaft und Technik nachhinkt. Sein Wunsch ist, auch in Zukunft Strahlenschutztagungen mehr auf einem offenen Erfahrungsaustausch aufzubauen, als das bisher der Fall war, um im praktischen Strahlenschutz weiterzukommen.