

Strahlenschutz

Von

Otto Hug und Hermann Muth

Mit 17 Abbildungen

Das Verständnis für die Notwendigkeit des Strahlenschutzes beim Umgang mit radioaktiven Nukliden ergibt sich aus den von G. SCHUBERT und H. A. KUNDEL S. 417 dargelegten biologischen Wirkungen ionisierender Strahlen und aus der im Beitrag von L. F. LAMERTON S. 353 besprochenen maximal zulässigen Strahlenbelastung des menschlichen Organismus. Auf eine Schilderung der Schäden, die durch den Strahlenschutz verhindert werden sollen, kann also an dieser Stelle verzichtet werden. Da andererseits die Einrichtung von Laboratorien für Arbeiten mit Radionukliden und die bei der Arbeit zu beachtenden Regeln von H. GÖTTE und H. A. E. SCHMIDT S. 484 abgehandelt sind, kann sich der Beitrag darauf beschränken, die Grundsätze des Strahlenschutzes, einige organisatorische und personelle Voraussetzungen, Prinzipien und Praxis der Strahlenschutzmessungen und die medizinische Überwachung des Strahlenpersonals in einem Umfang zu besprechen, wie er den Erfordernissen eines Radioisotopen-Laboratoriums angemessen ist.

I. Grundsätze des Strahlenschutzes beim Umgang mit radioaktiven Nukliden

1. Schutz gegen Strahlung von außen

Da jedes radioaktive Nuklid eine mehr oder weniger intensive Strahlenquelle darstellt, sind beim Umgang mit radioaktiven Stoffen zunächst einmal die erprobten Regeln der Radiologie über den Schutz gegen Bestrahlung von außen zu beachten:

1. Genügender Abstand von der Strahlenquelle bietet den besten Strahlenschutz, da die Intensität der Strahlung mit dem Abstand abnimmt.
2. Die Strahlenexpositionszeit ist auf das Minimum zu beschränken, das zum raschen und sicheren Arbeiten unbedingt erforderlich ist.
3. Durch Einbau von Schutzschichten ist die Strahlung gegebenenfalls so zu schwächen, daß bei der Arbeit die höchstzulässige Dosis nicht überschritten werden kann.

Bei der Einhaltung dieser Regeln ist zu berücksichtigen

- a) die Primärstrahlung, die vom radioaktiven Nuklid selbst ausgeht,
- b) die Sekundärstrahlung (z. B. Röntgen-Bremsstrahlung), die in einer materiellen Schicht durch die primären Corpuscularstrahlen ausgelöst wird,
- c) die Streustrahlung, die zu einer Raumstrahlung außerhalb der geometrischen Grenzen eines Primärstrahlenbündels führt.

Bei der üblichen diagnostischen und therapeutischen Anwendung der Röntgenstrahlen bestehen hinsichtlich des Strahlenschutzes verhältnismäßig einfache Arbeitsbedingungen, da innerhalb eines begrenzten Energiebereiches gearbeitet wird. Auch bei der Radiumtherapie kann man sich auf die Einhaltung bestimmter,

seit langem festgelegter Regeln beschränken. Die Verwendung der verschiedenartigen künstlich radioaktiven Nuklide hat jedoch wesentlich kompliziertere Verhältnisse geschaffen. Die Handhabung eines jeden Nuklides erfordert besondere Vorkehrungen entsprechend der von ihm ausgesandten Strahlenart, dem Energiespektrum dieser Strahlung und der Menge und Konzentration des radioaktiven Nuklides. Die Prinzipien der Strahlenabschirmung, die in jedem Einzelfall sinngemäß anzuwenden sind, werden im folgenden erläutert.

a) Schutz gegen α -Strahlung von außen

Als äußere Strahlenquellen sind α -strahlende Substanzen, deren medizinische Anwendung bisher auf wenige diagnostische und therapeutische Maßnahmen mit natürlich radioaktiven Substanzen beschränkt blieb, von geringer Bedeutung. Selbst die energiereichsten α -Strahlen, z. B. die des Radiums C' mit 7,69 MeV, haben in Luft nur eine Reichweite von wenigen Zentimetern und im Gewebe von weniger als 100 μ . Da die strahlenunempfindlichen Hornschichten der Haut im Durchschnitt etwa 50 μ , an den Handflächen bis zu 400 μ dick sind, ist eine Strahlenschädigung nur an dünneren Hautpartien zu befürchten. Abschirmung mit dünnen Materialsichten und genügender Arbeitsabstand reichen als Schutz aus.

b) Schutz gegen β -Strahlung von außen

Elektronen- und Positronenstrahler können erhebliche Gefahrenquellen darstellen. Die Reichweite der β -Strahlen in Luft kann bei hoher Strahlenenergie bis zu Metern betragen. Auch für β -Strahlen gilt innerhalb ihrer Reichweite annähernd das Abstandsgesetz. Ferner wird die β -Strahlung durch die Absorption in Luft bereits erheblich geschwächt. Jedoch muß an die Streustrahlung gedacht werden, die zu beachtlichen Dosisleistungen auch außerhalb der Grenzen des Primärstrahlenbündels führen kann.

Da die Reichweite der von den gebräuchlichen Radionukliden ausgehenden β -Strahlung im Gewebe nur wenige Millimeter beträgt (bei ^{32}P maximal etwa 8 mm), ist zwar die Gefahr für den Gesamtorganismus geringer als bei durchdringenden γ -Strahlen, jedoch ist gerade dadurch, daß die gesamte Energie in dieser dünnen Lage wirksam wird, vor allem die Haut erheblich gefährdet. Besonders exponiert sind die Finger bei unmittelbarem Kontakt oder dicht über der Oberfläche eines ungeschützten Präparates. Außerdem ist bei β -Strahlen die Bremsstrahlung zu beachten, die besonders in Materialien hoher Ordnungszahl auftritt. Das Verhältnis des Energieverlustes der β -Strahlung durch Erzeugung von Röntgen-Bremsstrahlung zu dem durch Ionisation ergibt sich (für Energien $> 1,5$ MeV) nach BETHE und HEITLER (1), (2) zu:

$$\frac{dE/dl \text{ (Strahlung)}}{dE/dl \text{ (Ionisation)}} = \frac{EZ}{800},$$

wobei E die Energie des β -Teilchens in MeV, dE/dl der Energieverlust auf der Strecke dl und Z die Ordnungszahl des Absorbermaterials ist. So beträgt bei Durchtritt von 2 MeV- β -Strahlen durch Blei der Energieverlust durch Strahlung bereits 20% des Verlustes durch Ionisation.

Die größte Strahlenintensität herrscht natürlich dicht an der Oberfläche von radioaktiven Präparaten, und zwar ist diese bei einer bestimmten Gesamtaktivität um so größer, je höher die spezifische Aktivität und je dünner die Schicht des Präparates ist, da dann die Selbstabsorption im Präparat am geringsten ist. Zur Abschirmung der β -Strahlung genügen nach dem Gesagten bereits verhältnismäßig dünne Materialsichten, wobei im Hinblick auf die Bremsstrahlung Materialien von niedriger Ordnungszahl wie Glas, Kunststoff, Wasser oder Graphit

vorzuziehen sind. Zu dünne Schutzschichten, vor allem aus Materialien von hoher Ordnungszahl sind jedoch riskant, da Streustrahlung und Bremsstrahlung die Dosisleistung sogar erhöhen können. Abb. 1 zeigt die Totalabsorption von β -Strahlen verschiedener Energie durch verschiedene Substanzen. Bei den medizinisch gebräuchlichen Radionukliden genügen meist Abschirmungen mit 3 mm Glas oder 6 mm Plexi-

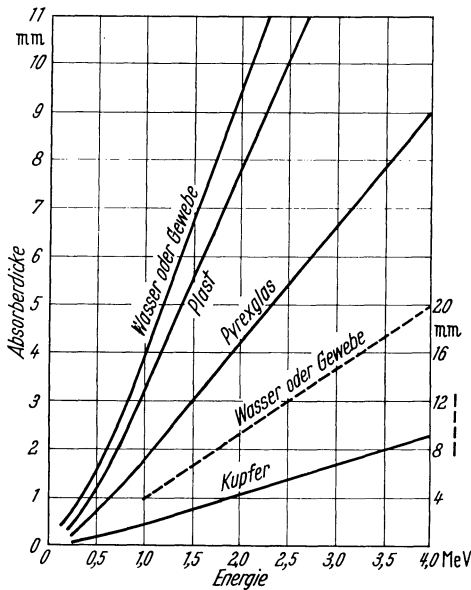


Abb. 1. Schichtdicke einiger Stoffe zur Totalabsorption von β -Strahlen als Funktion der maximalen Energie [nach (3)]

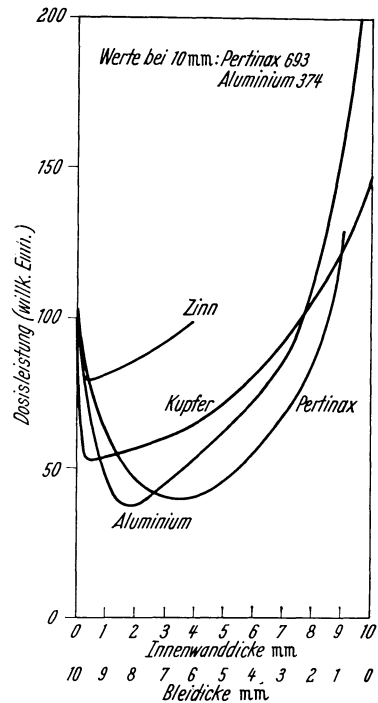
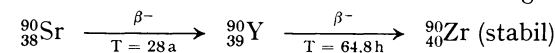


Abb. 2. Dosisleistung hinter 10 mm dicken Absorbieren verschiedener Zusammensetzung für ^{90}Sr - β -Strahlen. Innenwandmaterialien: Pertinax, Al, Cu, Sn. Außenwand: Pb [nach (5)]

glas. Tab. 1 gibt für 4 Radionuklide die Glasdicken an, die zur vollständigen Absorption der β -Strahlung ausreichen. (Die Vernichtungsstrahlung des ^{64}Cu und die γ -Strahlung des ^{42}K sind dabei nicht berücksichtigt.)

Am zweckmäßigsten ist es, die Elektronen zunächst mit einem Material von niedriger effektiver Ordnungszahl abzubremesen und die dabei entstehende Bremsstrahlung durch eine Schicht aus Material mit hoher effektiver Ordnungszahl zu schwächen. Die Zweckmäßigkeit einer solchen Anordnung ergibt sich aus den Untersuchungen von BREITLING (5) an einem Transportbehälter für ^{90}Sr -Präparate. Beim Zerfall von ^{90}Sr entstehgemäß den Prozessen



zwei β -Spektren mit den Maximalenergien 0,54 bzw. 2,27 MeV.

In Abb. 2 ist die an der Außenseite eines Bleibehälters gemessene Dosisleistung (relative Werte) in Abhängigkeit von der Dicke der Auskleidung mit Materialien,

Tabelle 1. Nach (4)

Radionuklid	β -Strahlenenergie (max) in MeV	Zur Totalabsorption notwendige Masse in mg/cm^2	Entsprechende Schichtdicke für Glas in mm
^{14}C	0,14	30	0,13
^{64}Cu	0,66	240	1,1
^{32}P	1,7	800	3,6
^{42}K	3,5	1800	8,1

leichter als Blei, dargestellt. Die Gesamtdicke der Wand wurde dabei auf 10 mm festgelegt. Es zeigt sich, daß die Dosisleistung an der Außenwand des Bleibehälters mit zunehmender Dicke des niederatomigen Einsatzes zunächst abnimmt. Nach Durchlaufen eines Minimums, das für Aluminium und Pertinax am tiefsten liegt, steigt die Dosisleistung wieder steil an und erreicht bei allen Materialien Werte, die z. T. beträchtlich über denen liegen, die sich bei ausschließlicher Verwendung von Blei ergeben. Der mit Aluminium- bzw. Pertinax-Einlagen erzielte Minimalwert der Dosisleistung beträgt etwa 35% des Bleiwertes und 25% bzw. 10% des Wertes von Kupfer bzw. Aluminium. BREITLING (5) beschreibt auch den Aufbau eines nach diesen Gesichtspunkten angefertigten Behälters zur Aufbewahrung von 200 mC ^{90}Sr . Für die praktische Ausführung von Transportbehältern ist Blei als Außenmaterial wegen seiner schlechten mechanischen Eigenschaften ungeeignet. Es ist daher zu empfehlen, den Bleitopf in eine Büchse aus geeignetem Material einzulassen. Bei dem von BREITLING gebauten Behälter befanden sich die Präparate in einer 2 mm dicken Aluminiumkapsel, die in einen 20 mm dicken Bleitopf eingelassen war. Dieser Bleitopf war in eine 5 mm starke Messingbüchse eingesetzt. In Abb. 3 ist die gemessene Dosisleistung in Abhängigkeit vom Abstand von der Oberfläche dargestellt.

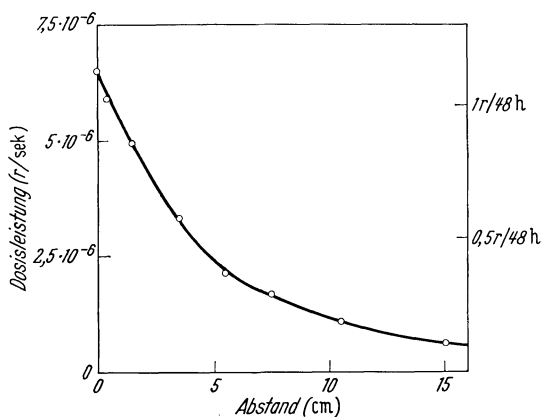


Abb. 3. Dosisleistung als Funktion des Abstandes von der Oberfläche eines Behälters, der 200 mC ^{90}Sr enthält [nach (5)]

Der Dosiswert an der Oberfläche ($6,5 \cdot 10^{-6} \text{ r/s} = 1,12 \text{ r/48 Std.}$) liegt unter der in den Empfehlungen der Internationalen Kommission für Strahlenschutz (1953) (6) genannten höchstzulässigen Wochendosis für Bestrahlung der Hände von $1,5 \text{ r/48 Std.}$ [Heute empfohlener Wert: 20 rem/13 Wochen (13)]. Der für den Fall der Strahlenbelastung des gesamten Körpers gültige maximal zulässige Dosiswert von $0,3 \text{ r/48 Std.}$ wird bereits in einem Abstand von 7 cm unterschritten. Die mit diesem Behälter erzielten Daten liegen um den Faktor 6 niedriger als bei einem massiven Messingbehälter gleicher Abmessungen bei nur 20% höherem Gewicht des Bleibehälters.

Diese Verhältnisse sind auch für die Konstruktion von Beobachtungsfenstern von Bedeutung. Gegenüber den üblichen Plexiglasplatten von 10 mm Dicke bringt eine Kombination von 3 mm Plexiglas und 7 mm Bleiglas eine Verminderung der Dosisleistung um den Faktor 3,5. Dabei muß wiederum das Plexiglas dem β -Strahler, das Bleiglas dem Außenraum zugewandt sein.

c) Schutz gegen γ -Strahlung von außen

Hinsichtlich des äußeren Schutzes gegen γ -Strahlung können die Regeln, die für die Handhabung geschlossener Radiumpräparate gelten, angewandt werden. Dabei ist zu bedenken, daß das γ -Strahlspektrum jedes künstlich radioaktiven Nuklids sowohl hinsichtlich der Quantenenergie der einzelnen Linien als auch hinsichtlich der Emissionswahrscheinlichkeit von dem des Radium (im Gleichgewicht mit seinen kurzlebigen Folgeprodukten) verschieden ist. Ist das Zerfallschema eines Radionuklids bekannt, so läßt sich die sog. „Dosiskonstante“ (das

ist die γ -Strahldosisleistung in r/Std. einer punktförmigen Quelle von 1 mC in 1 m Luftabstand) berechnen. Bei einer durchschnittlichen höchstzulässigen Wochen-dosis von 0,1 r, gemessen in Luft, ist anzustreben, daß an keinem Arbeitsplatz die Dosisleistung von 16,7 mr/8 Std. bzw. 2 mr/Std. überschritten wird. Wenn keine sonstige Strahlenbelastung zu erwarten ist, sind bei dieser Dosisleistung 48 Std. reiner Strahlenarbeit pro Woche zulässig. Unter dieser Voraussetzung lassen sich die in einem bestimmten Arbeitsabstand notwendigen Bleischichtdicken oder entsprechenden Schichtdicken anderer Absorbermaterialien berechnen, wobei das exponentielle Absorptionsgesetz gilt:

$$I_d = I_o \cdot e^{-\mu d}$$

- I_o = auf das Absorbermaterial auftreffende Strahlenintensität,
- d = Schichtdicke (cm),
- I_d = Intensität hinter der Schichtdicke d ,
- μ = linearer Schwächungskoeffizient (cm^{-1}).

Mittels des Schwächungskoeffizienten von Blei für die einzelnen Quanten-energien (oder für die Linien maximaler Energie) können dann die Bleidicken berechnet werden, die nötig sind, um die Strahlung auf eine bestimmte Dosisleistung in verschiedenen Abständen von der Strahlenquelle herabzusetzen.

In Tab. 2 sind die Schutzdicken verschiedener Materialien (Pb, Fe, Al oder Beton und Wasser) für einen großen Bereich von Curie-Werten des Strahlers, verschiedene γ -Quantenenergien und verschiedene Arbeitsabstände zusammengestellt. Die Daten gelten für eine höchstzulässige Dosis von 16,7 mr/8-Std.-Tag. Der Berechnung dieser Tabelle ist die vereinfachte Annahme zugrundegelegt, daß bei jedem Zerfall ein γ -Quant der entsprechenden Energie emittiert wird. Das führt natürlich bei komplexem Zerfallsschema zu Ungenauigkeiten. Für provisorische Schutzaufbauten in der Praxis sind diese Werte jedoch genügend. Tab. 2 gilt streng nur für großflächige Schutzwände bei engem Strahlenbündel. Durch die Streustrahlung können im Einzelfalle die Dosiswerte wesentlich erhöht werden. Eine zusätzliche laufende Kontrolle und Messung der Dosisleistung an den Arbeitsplätzen ist daher dringend erforderlich, vor allem, wenn bewegliche Strahlenquellen Verwendung finden.

Bei der Beurteilung des γ -Strahlenspektrums eines Positronenstrahlers ist zu bedenken, daß neben der Kern- γ -Strahlung auch die sog. „Vernichtungsstrahlung“ entsteht (s. H. SCHMEISER, Allgemeiner Nachweis radioaktiver Isotope, S. 1).

Benutzungsanweisung für Tab. 2:

Man nimmt die Spalte, die dem gegebenen Wert der energiereichsten γ -Linie des Radionuklids entspricht. Die Zahl, die man dann der Tabelle bei Berücksichtigung der vorliegenden Aktivität in mC bzw. C entnimmt, gibt die benötigte Dicke der Bleischutzwand in cm bei 1 m Luftabstand an. Beträgt der Arbeitsabstand nicht 1 m, sondern ist er kleiner oder größer, so sind die dem Abschnitt „Abstand“ entnommenen Zahlen zu addieren bzw. zu subtrahieren. Dasselbe gilt entsprechend bei einer vom 8-Std.-Tag abweichenden Arbeitszeit oder auch bei Verwendung anderer Schutzmaterialien an Stelle von Blei. Im letzteren Falle ist mit den Zahlen des Abschnittes d der Tabelle zu multiplizieren. Hat die der Tabelle entnommene Zahl ein negatives Vorzeichen, so bedeutet das, daß bereits 1 m Luft die notwendige Schwächung leistet und eine zusätzliche Abschirmung nicht notwendig ist. Die negativen Zahlen gewinnen aber Bedeutung, wenn ein anderer Abstand und andere Stundenzahlen gewählt werden. Als Beispiel der Anwendung der Tab. 2 sei ein Präparat von 500 mC betrachtet, das je Zerfall ein γ -Quant von 2 MeV Energie aussendet. Welche Absorberdicke ist bei einer täglichen Arbeitszeit von 2 Std. und einem Abstand von 50 cm vom Präparat notwendig, um an einem Tag gerade die Dosis von 16,7 mr zu erhalten?

a) 500 mC (2 MeV) + 11,04	Absorberdicke Pb 11,04 cm
b) 50 cm + 2,80	„ Fe $11,04 \cdot 1,63 = 18,00$ cm
c) 2 Std. — 2,80	„ Al oder Beton $11,04 \cdot 4,34 = 48,00$ cm
<u>11,04</u>	

Die meisten γ -strahlenden Nuklide senden γ -Quanten von verschiedenen Energien aus. Tab. 2 läßt sich auch bei komplexen γ -Spektren verwenden, wenn die Wahrscheinlichkeit für die Emission eines γ -Quants bestimmter Energie pro Zerfallsakt bekannt ist. Dazu sind in Spalte 3 der Hilfstabelle 2a für die bisher hinreichend untersuchten γ -emittierenden langlebigen Radionuklide effektive γ -Energien angegeben.

Mit diesen Werten geht man in die Tab. 2 ein, wobei noch die wahre Aktivität des vorliegenden radioaktiven Nuklids mit dem in Spalte 4 der Tab. 2a angegebenen Faktor zu multiplizieren ist. Dieser trägt der mittleren Zahl der γ -Quanten pro Zerfallsakt Rechnung.

Beispiele: 100 mC ^{131}I

a) 1 · 100 mC (0,8 MeV)	+	3,23
b) 20 cm Abstand	+	3,25
c) 24 Std.	+	1,11
		<u>7,59 cm Pb</u>

500 mC ^{60}Co

a) 2 · 500 mC (1,5 MeV)	+	10,24
b) 1 m	+	0,00
c) 8 Std.	+	0,00
		<u>10,24 cm Pb</u>

Tabelle 2. Abschirmdicken in cm für eine Tagesdosis von 16,7 mr bei γ -Strahlern, entsprechend einer durchschnittlichen höchstzulässigen Wochendosis von 100 mr bei 48stündiger Arbeitszeit. (1 γ -Quant pro Zerfallsakt)

[Umgerechnet nach SNYDER und POWELL (7)]¹

	γ -Energie in MeV								
	0,2	0,5	0,8	1,0	1,5	2,0	2,5	3,0	6,0
Erforderliche Bleidicke in cm bei 1 m Luftabstand									
a) Aktivität									
10 mC	− 0,05	+ 0,25	+ 0,90	+ 1,35	+ 2,34	+ 3,14	+ 3,59	+ 4,03	+ 4,74
20 mC	+ 0,02	+ 0,64	+ 1,61	+ 2,22	+ 3,53	+ 4,54	+ 5,06	+ 5,57	+ 6,17
50 mC	+ 0,11	+ 1,14	+ 2,53	+ 3,37	+ 5,10	+ 6,39	+ 7,00	+ 7,60	+ 8,06
100 mC	+ 0,17	+ 1,52	+ 3,23	+ 4,23	+ 6,29	+ 7,79	+ 8,46	+ 9,14	+ 9,49
200 mC	+ 0,24	+ 1,90	+ 3,93	+ 5,10	+ 7,48	+ 9,19	+ 9,93	+ 10,68	+ 10,93
500 mC	+ 0,33	+ 2,41	+ 4,86	+ 6,25	+ 9,05	+ 11,04	+ 11,86	+ 12,71	+ 12,82
1 C	+ 0,39	+ 2,79	+ 5,56	+ 7,12	+ 10,24	+ 12,44	+ 13,33	+ 14,25	+ 14,25
2 C	+ 0,46	+ 3,17	+ 6,26	+ 7,99	+ 11,43	+ 13,84	+ 14,80	+ 15,78	+ 15,68
5 C	+ 0,55	+ 3,68	+ 7,18	+ 9,14	+ 13,00	+ 15,69	+ 16,73	+ 17,82	+ 17,58
10 C	+ 0,61	+ 4,06	+ 7,88	+ 10,01	+ 14,19	+ 17,10	+ 18,20	+ 19,35	+ 19,01
b) Abstand (die Zahlen sind zu addieren)									
20 cm	+ 0,31	+ 1,77	+ 3,25	+ 4,04	+ 5,52	+ 6,50	+ 6,81	+ 7,14	+ 6,65
50 cm	+ 0,14	+ 0,76	+ 1,40	+ 1,74	+ 2,38	+ 2,80	+ 2,93	+ 3,07	+ 2,86
1 m	0	0	0	0	0	0	0	0	0
2 m	− 0,14	− 0,76	− 1,40	− 1,74	− 2,38	− 2,80	− 2,93	− 3,07	− 2,86
5 m	− 0,31	− 1,77	− 3,25	− 4,04	− 5,52	− 6,50	− 6,81	− 7,14	− 6,65
10 m	− 0,44	− 2,54	− 4,65	− 5,77	− 7,90	− 9,30	− 9,74	− 10,21	− 9,51
c) Tägliche Arbeitszeit (die Zahlen sind zu addieren)									
1 Std.	− 0,20	− 1,15	− 2,10	− 2,61	− 3,57	− 4,20	− 4,40	− 4,61	− 4,30
2 Std.	− 0,14	− 0,76	− 1,40	− 1,74	− 2,38	− 2,80	− 2,93	− 3,07	− 2,86
4 Std.	− 0,07	− 0,38	− 0,70	− 0,87	− 1,19	− 1,40	− 1,47	− 1,54	− 1,43
8 Std.	0	0	0	0	0	0	0	0	0
24 Std.	+ 0,11	+ 0,61	+ 1,11	+ 1,38	+ 1,89	+ 2,22	+ 2,32	+ 2,44	+ 2,27
d) Absorbermaterial (mit den Zahlen ist zu multiplizieren)									
Pb	1	1	1	1	1	1	1	1	1
Fe	10,90	2,95	2,00	1,81	1,70	1,63	1,68	1,65	2,05
Al od.									
Beton	32,15	8,32	5,53	5,08	4,48	4,34	4,92	5,10	6,89
H ₂ O	77,41	18,52	12,81	11,39	10,05	10,10	11,00	11,87	18,62

¹ Wir danken Herrn Dr. E. OBERHAUSEN, Institut für Biophysik der Universität des Saarlandes, Homburg/Saar, für die Umrechnung der Tabelle.

Neuerdings wurden von verschiedenen Firmen Strahlenschutz-Rechenschieber konstruiert, die käuflich zu erwerben sind (8). Sie gestatten, alle einschlägigen Strahlenschutz-Abschätzungen sehr schnell durchzuführen.

Als Faustregel kann gelten, daß sich in ihren Absorptionseigenschaften (bei Quantenenergien von etwa 0,8 MeV) Blei zu Eisen zu Aluminium zu Wasser wie 1 : 2 : 6 : 13 verhalten. Die benötigte Dicke für Bleiglasschilde ist aus der Bleiäquivalenz des Materials zu berechnen, wird aber aus wirtschaftlichen und praktischen Gründen nicht größer als 2 cm

Tabelle 2a. *Hilfstabelle für einige künstlich radioaktive Nuklide.*VON L. MEYER-SCHÜTZMEISTER¹

Radioaktives Nuklid	Halbwertszeit	Effektive γ -Energie in MeV (abgerundet)	Multiplikationsfaktor für die Aktivität	Radioaktives Nuklid	Halbwertszeit	Effektive γ -Energie in MeV (abgerundet)	Multiplikationsfaktor für die Aktivität
²² ₁₁ Na	2,60 a	1,5	2	¹¹⁰ ₄₇ Ag	24,5 s	—	—
²⁴ ₁₁ Na	15,04 h	2,5	2	¹²⁴ ₅₁ Sb	60 d	1,5	1
⁴¹ ₁₈ A	1,82 h	1,5	1	¹³¹ ₅₂ I	8,02 d	0,8	1
⁴² ₁₉ K	12,44 h	1,5	0,2	¹³⁴ ₅₅ Cs	254 d	0,8	2
⁴⁶ ₂₁ Sc	85 d	1,0	2	¹⁴⁰ ₅₆ Ba	12,5 d	2,0	1,5
⁵⁶ ₂₅ Mn	2,59 h	2,0	1,5	¹⁴⁰ ₅₇ La	1,67 d		
⁵⁹ ₂₆ Fe	46 d	1,5	1	¹⁴¹ ₅₈ Ce	35,5 d	0,2	0,6
⁶⁰ ₂₇ Co	5,26 a	1,5	2	¹⁴² ₅₉ Pr	19,1 h	1,5	0,04
⁶⁵ ₂₈ Ni	2,56 h	1,5	0,5	¹⁴⁷ ₆₀ Nd	11,1 h	0,5	0,4
⁶⁴ ₂₉ Cu	12,88 h	0,5	0,4	¹⁵⁴ ₆₃ Eu	5,4 a	0,5	1,5
⁶⁵ ₃₀ Zn	250 d	1,0	0,5	¹⁵³ ₆₄ Gd	236 d	0,2	1
⁶⁹ ₃₀ Zn*	13,8 h	0,5	1	¹⁶⁰ ₆₅ Tb	71 d	1,0	0,7
⁶⁹ ₃₀ Zn	57 m	—	—	¹⁷⁵ ₇₀ Yb	4,2 d	0,5	2
⁷² ₃₁ Ga	14,08 h	2,0	0,6	¹⁸¹ ₇₂ Hf	45 d	0,5	2
⁷⁶ ₃₃ As	1,19 d	2,0	0,3	¹⁸⁷ ₇₄ W	24,1 h	0,8	0,7
⁸² ₃₅ Br	1,5 d	1,5	2	¹⁸⁶ ₇₅ Re	3,87 d	0,2	2
⁸⁶ ₃₇ Rb	19,5 d	1,0	0,2	¹⁸⁵ ₇₆ Os	94,7 d	0,8	1
⁹⁹ ₄₃ Tc*	6,6 h	0,2	0,9	¹⁹⁸ ₇₉ Au	2,69 d	0,5	1
¹⁰³ ₄₄ Ru	39,8 d	0,5	0,9	²⁰³ ₈₀ Hg	43,5 d	0,2	1
¹¹⁰ ₄₇ Ag*	270 d	1,0	2,5	²²⁶ ₈₈ Ra**	1590 a	2	1

* metastabil ** Im Gleichgewicht mit seinen Folgeprodukten bis RaC',C''

genommen werden können. Schwermetallmischungen mit hohen Absorptionskoeffizienten können für Installationen, bei denen dicke Schutzschichten störend sind, angewandt werden. So genügen von einer Mischung „Hevi-Met“ aus 90% Wolfram, 6% Nickel und 4% Kupfer mit der Dichte 17 g/cm³ zwei Drittel der jeweiligen Bleischichtdicken (9). [Vgl. auch (9a)].

Durch Einhaltung hinreichenden Abstandes von der Strahlenquelle und Verkürzung der Arbeitszeit können die recht kostspieligen und hindernden Schutzschichten entsprechend verkleinert werden.

2. Strahlung von innen, Schutz gegen Inkorporation

Die größte Gefahr, die der Umgang mit radioaktiven Nukliden mit sich bringt, besteht darin, daß sie versehentlich in den Körper aufgenommen werden. Da die natürlich radioaktiven Elemente in nennenswerten Mengen nur in Form geschlossener Präparate Verwendung finden, war eine solche Gefahr früher nur für einen verhältnismäßig kleinen Personenkreis, z. B. das Personal der radiumverarbeitenden Industrie, gegeben. Die künstlich radioaktiven Substanzen aber werden meist als

¹ Für die Überlassung dieser Zusatztablelle danken wir Frau Dr. L. MEYER-SCHÜTZMEISTER.

radioaktives Material in offener Form¹ verarbeitet, und ihre Handhabung bringt ein ernstes Risiko mit sich. Radioaktive Gase, Dämpfe oder Staube können inhaliert werden, mit kontaminierten Nahrungsmitteln und Getränken, beim Pipettieren radioaktiver Lösungen oder beim Berühren des Mundes mit kontaminierten Fingern oder Gegenständen können die Nuklide in den Verdauungskanal gelangen und außerdem können radioaktive Substanzen, je nach ihren chemischen Eigenschaften oder denen ihrer Verbindungen oder des Lösungsmittels, durch die intakte Haut oder durch die verletzte Körperoberfläche eindringen. Der mit dieser Inkorporation verbundene Gefahrengrad, also die potentielle Radiotoxizität eines Radioelementes, ist eine komplexe Funktion folgender Faktoren:

1. der Strahlenart,
2. der Strahlenenergie,
3. der Zerfallskonstanten bzw. der physikalischen Halbwertszeit.

Zu den physikalischen Daten kommen noch die physiologisch-chemischen Bedingungen, von denen die dem ganzen Körper oder einzelnen Körperabschnitten applizierte Strahlendosis abhängt:

4. Eintrittsweg und Eintrittsgeschwindigkeit,
5. Ausscheidungsweg und -geschwindigkeit,
6. differentielle Absorption,
7. Verweildauer in den einzelnen Organen und Geweben oder dem Organismus im ganzen.

Bei Inhalation radioaktiver Substanzen kann der Körper primär durch die aus dem Lungenluftvolumen kommende Strahlung oder durch die Strahlung der in den Luftwegen abgefilterten und an ihrer Oberfläche niedergeschlagenen Teilchen geschädigt werden. Die Menge der in der Lunge zurückgehaltenen Substanz hängt im wesentlichen von der Teilchen- und Tröpfchengröße ab. Radioaktive Tröpfchen-Aerosole sind besonders gefährlich wegen ihrer großen Benetzungsfähigkeit. Von dem endgültig im Körper zurückgehaltenen Prozentsatz radioaktiver Substanz hängt die Strahlenbelastung ab, die die Substanz nach Resorption auf dem Lymph- oder Blutwege dem Körper zufügt. Ähnlich verhält es sich bei radioaktiven Substanzen, die durch den Verdauungstrakt aufgenommen werden. Auch nicht resorbierte Stoffe können bei der Passage vom Darmvolumen aus als Strahlenquelle wirken. Die intakte Haut resorbiert zwar wäßrige Lösungen der gebräuchlichen Radionuklide nur sehr schwach; immerhin haben Untersuchungen gezeigt, daß Bruchteile von Prozenten eindringen. Gefährlicher sind in dieser Hinsicht alkoholische und fettlösliche Verbindungen von Radionukliden. Bei Hautverletzungen mit radioaktiv kontaminierten Instrumenten können bedrohliche Mengen von Radionukliden in den Körper gelangen.

¹ Nach dem Normblatt DIN 6843 („Strahlenschutz beim Arbeiten mit radioaktivem Material in offener Form in medizinischen Betrieben“) werden als „radioaktives Material“ alle radioaktiven Stoffe und Präparate sowie alle Materialien und Gegenstände, die radioaktive Stoffe enthalten oder radioaktiv kontaminiert sind, bezeichnet. Unter radioaktivem Material in offener Form ist solches Material zu verstehen, bei dem die radioaktiven Stoffe *nicht* ständig von einer widerstandsfähigen, inaktiven und allseitig dichten Hülle umschlossen sind, die bei üblicher betriebsmäßiger Beanspruchung ein Austreten radioaktiver Stoffe verhindert.

In DIN 6804 („Strahlenschutz beim Arbeiten mit geschlossenen radioaktiven Präparaten in medizinischen Betrieben“) lautet die entsprechende Definition geschlossener Präparate: „Unter geschlossenen radioaktiven Präparaten sind solche Präparate zu verstehen, bei denen die radioaktive Substanz ständig von einer allseitig dichten, festen, inaktiven Hülle umschlossen ist, die bei üblicher betriebsmäßiger Beanspruchung ein Austreten radioaktiver Substanz mit Sicherheit verhindert.“ Bei Stoffen, unter deren Zerfallsprodukten sich ein gasförmiger Stoff (z. B. Emanation) befindet, gilt ein Präparat nur dann als geschlossen, wenn die den radioaktiven Stoff umschließende Hülle gasdicht ist. Alle Präparate, bei denen die genannten Bedingungen nicht erfüllt sind, gelten als offene Präparate.

3. Verhütung radioaktiver Kontamination

Die Gefahr beim Umgang mit radioaktivem Material in offener Form ist besonders groß infolge der Möglichkeit einer radioaktiven Kontamination des Arbeitsplatzes oder seiner Umgebung und der Beschäftigten selbst. Durch Verspritzen radioaktiver Lösung, durch Entweichen radioaktiver Substanz als Gas, Dampf oder Staub, vor allem bei chemischen Manipulationen, durch Substanzverlust von der Oberfläche fester radioaktiver Körper entstehen unbeachtete Strahlenquellen am Arbeitsort; die Zimmerluft wird radioaktiv, die Kleidung und die Körperoberfläche selbst werden kontaminiert. Achtloser Umgang mit radioaktiven Abfällen kann die Umgebung in weitem Umfang kontaminieren; Abwässer verschleppen die Radioaktivität weit über den eigentlichen Arbeitsbereich hinaus. Die Gefahr einer unkontrollierbaren Inkorporation wächst mit dem Kontaminationsgrad.

Jede Kontamination des Arbeitsbereiches und seiner Umgebung, der Zimmerluft und des Körpers muß daher verhindert oder zum mindesten so klein wie möglich gehalten werden. Auch hier gilt das Prinzip, daß weder die höchstzulässigen Dosiswerte für äußere Einstrahlung, noch die höchstzulässige Konzentration in der Atemluft, noch die höchstzulässigen Mengen im Körper selbst für die verschiedenen Nuklide überschritten werden dürfen (10).

Tabelle 3. *Kontaminationsgefahr und erforderliche Kontrollgenauigkeit beim Arbeiten mit radioaktiven Lösungen* [nach TOMPKINS (11)]

Aktivitätsstufe:	1 Mikrocurie 1 μ C	1 Mikrocurie — 1 Millicurie 1 μ C 1 mC	1 Millicurie — 1 Curie 1 mC 1 C
Erforderliche Technik	Wie bei chemisch quantitativen Arbeiten unter „aseptischen“ Bedingungen	Sondereinrichtung zur Verhütung von Kontamination	Arbeiten in abgeschlossenen Systemen unter Kontrolle
Laboratoriumsbedingungen	Gewöhnliches Laboratorium	Geschützte Arbeitsplätze, evtl. radiochemische Abzugsschranke, erhöhte Aufbewahrungs- u. Reinigungsbedingungen	Radiochemischer Abzugsschrank notwendig, besondere Abfallbeseitigung
Besondere Probleme	Abschirmung bei höheren Aktivitäten	Adsorption von Material hoher spezifischer Aktivität, Kontamination der Hände	Oberflächenreinigung, Akkumulation langlebiger Radionuklide, Entlüftung, Unfallverhütung
Beispiele	Spurenexperimente mit β -Strahlern	Spurenexperimente mit γ -Strahlern, Präparation von Stammlösungen für β -Spurenexperimente, diagnostische Arbeit mit Radionukliden	Präparation von Stammlösungen für γ -Indicatoruntersuchungen; hochaktive ^{14}C -Synthese; Therapie mit Radionukliden

Ein besonderes Problem stellt die Kontamination von Oberflächen des Arbeitsgeräts, des Arbeitsplatzes, der Kleidung und der Haut dar. Bereits in einer älteren Arbeit hat TOMPKINS (11) die Kontaminationsgefahr bei Aufarbeitung radioaktiver Lösungen systematisch erfaßt. Bei jeder Manipulation geht eine bestimmte Menge der Lösung verloren und erhöht dementsprechend die Kontaminationsmöglichkeit. TOMPKINS definiert die kritische Menge q als diejenige Menge eines Materials, die bei einer bestimmten Manipulation verloren gehen kann, ohne daß dadurch ein kritischer Wert a des Kontaminationsgrades am Arbeitsplatz überschritten wird. So ist z. B. vom Strahlenschutz-Standpunkt aus bei Kontamination

der Arbeitsfläche mit einem harten β -Strahler $a = 0,001 \mu\text{C}/30 \text{ cm}^2$ zu setzen. Dementsprechend ist bei einer Lösung, die $0,01 \mu\text{C}$ in 10 cm^3 enthält $q = 1 \text{ ml}$, eine Menge, die ohne Schwierigkeiten kontrollierbar ist. Enthält die gleiche Menge jedoch 1 mC , so ist $q = 10^{-5} \text{ cm}^3$, ein Volumen, das bei chemischen Operationen leicht verlorengehen kann und sich der Kontrolle entzieht. Außerdem definiert der Autor den Begriff des Kontaminationspotentials als das Verhältnis der Menge eines Materials, die bei einer bestimmten Operation in üblicher Weise verlorengeht, zu der kritischen Menge q . Beim gewöhnlichen Pipettieren können leicht $0,01 \text{ ml}$ verlorengehen, so daß das Kontaminationspotential beim obigen 2. Beispiel $0,01 : 10^{-5} = 1000$ ist. Aus diesen Überlegungen heraus teilt TOMPKINS die Arbeitsmethoden je nach den verwandten Gesamtaktivitäten und spezifischen Aktivitäten in Gruppen ein und stellt die Forderungen auf, die jeweils an die Kontrollgenauigkeit zu stellen sind (Tab. 3).

Neuerdings hat BARNES (12) Daten zusammengestellt, die für die laufende Kontrolle der Kontamination der Luft und der Arbeitsplätze in Laboratorien, in denen mit Radionukliden gearbeitet wird, eine wertvolle Grundlage bilden. Als Ausgangspunkt dienen die neuesten Grundwerte der höchstzulässigen Dosen, wie sie von der Internationalen Kommission für Strahlenschutz (ICRP) festgelegt wurden (13), (näheres s. S. 417).

Höchstzulässige Dosiswerte (Grundwerte):

Für Beschäftigte in Strahlenbetrieben:

Grundwert: 300 mrem/Woche

Ausnahmen:

Durchschnittswert für Gonaden und

Ganzkörperbestrahlung:

100 mrem/Woche

Haut:

600 mrem/Woche

Hände und Unterarme

Füße und Knöchel:

} 1500 mrem/Woche

Für einen kleinen Teil der Bevölkerung (in

der Umgebung atomtechnischer Anlagen) 500 mrem/Jahr.

Auf dieser Basis werden folgende Aktivitätswerte abgeleitet, bei denen die Strahlendosen unterhalb dieser Grenzen liegen:

1. *Oberflächen im Laboratorium*

a) Im Hinblick auf die direkte Bestrahlung der Hände und anderer Teile des Körpers durch energiereiche β -Strahler (im Bereich zwischen $0,5-3,0 \text{ MeV}$). Höchstzulässige Oberflächenkontamination: $4 \cdot 10^{-2} \mu\text{C}/\text{cm}^2$.

b) Bei Inhalationsgefahr durch Aufwirbeln radioaktiver Substanz. Nach Messungen von CHAMBERLAIN und STANBURY (12a) beträgt dabei der Faktor, der die Luftkonzentration (radioaktiver Staub in $\mu\text{C}/\text{cm}^3$) in Beziehung setzt zur Oberflächenkontamination ($\mu\text{C}/\text{cm}^2$) 10^{-7} cm^{-1} .

Für α -Strahler: (Dabei wird der niedrigste von der ICRP festgelegte Wert der höchstzulässigen Konzentration in Luft, nämlich der Wert für ^{231}Pa von $10^{-12} \mu\text{C}/\text{cm}^3$ für eine Arbeitszeit von 40 Std./Woche zugrundegelegt). Höchstzulässige Oberflächenkontamination: $10^{-5} \mu\text{C}/\text{cm}^2$.

Für β -Strahler: (Niedrigster Wert der höchstzulässigen Konzentration in Luft für ^{227}Ac : $2 \cdot 10^{-12} \mu\text{C}/\text{cm}^3$ und andere niedrige Werte: ^{228}Ra : $4 \cdot 10^{-11}$, ^{241}Pu : $9 \cdot 10^{-11}$, ^{210}Pb : $4 \cdot 10^{-10}$, ^{90}Sr : $3 \cdot 10^{-10} \mu\text{C}/\text{cm}^3$.) Wenn man die β -Strahler hoher Ordnungszahl ausschließt und sie als Spezialfälle ansieht, wird der allgemeine Grenzwert durch ^{90}Sr bestimmt und es ergibt sich für die höchstzulässige Oberflächenkontamination: $3 \cdot 10^{-3} \mu\text{C}/\text{cm}^2$.

2. Haut

a) Für den Fall der Aufnahme über die Hände in den Mund wird angenommen, daß 5% der Kontamination, die nach dem Waschen an den Händen verbleibt, täglich inkorporiert werden könnte. Ein Wert für die höchstzulässige tägliche Aufnahme läßt sich ermitteln, indem man den Wert der höchstzulässigen Konzentration in Wasser mit dem festgelegten Standardwert für die tägliche Wasseraufnahme ($1,1 \cdot 10^3 \text{ cm}^3$) multipliziert.

Für α -Strahler legt man den niedrigsten Wert, nämlich den für ^{226}Ra von $4 \cdot 10^{-7} \mu\text{C}/\text{cm}^3$ Wasser zugrunde. Daraus ergibt sich eine höchstzulässige Kontamination von $8,8 \cdot 10^{-3} \mu\text{C}$ pro Hand.

Tabelle 4. Methoden zur Messung der Konzentrationen radioaktiver Gase in der Atmosphäre.
[Nach einer Zusammenstellung von J. LABEYRIE (15)]

Nuklid	In der Größenordnung der allgemeinen weltweiten Kontamination	In der Größenordnung der höchstzulässigen Konzentrationen (HZK) ¹
^3H	Isotopische Anreicherung ($\times 1000$), dann Messung im flüssigen Szintillator	Ionisationskammer 1 HZK $\rightarrow 6 \cdot 10^{-13} \text{ A}/100 \text{ l Luft}$ oder: Kondensieren in Form von Wasser, dann Messung im flüssigen Szintillator bei 10° C und mit Photovervielfacher in Antikoincidenzschaltung
^{14}C	Proportionalzähler mit CO_2 (1 l CO_2 bei 76 cm Hg $\rightarrow 6 \text{ Imp}/\text{min}$)	Ionisationskammer 1 HZK $\rightarrow 6 \cdot 10^{-12} \text{ A}/100 \text{ l}$ oder Plastik-Szintillator mit großer Oberfläche
^{41}A	In der normalen Atmosphäre (weit entfernt von Kernreaktoren) praktisch nicht nachweisbar	Im Durchströmungsverfahren mit Ionisationskammern in Kompensationschaltung 1 HZK $\rightarrow 2 \cdot 10^{-13} \text{ A}/100 \text{ l Luft}$ oder: NaJTI-Szintillationskristall
^{85}Kr	Handelsüblicher Proportionalzähler für Kr. 7958: 1 l reines Krypton $\rightarrow 4200 \text{ Imp}/\text{min}$	Ionisationskammer
^{131}J	Filterung mit Glaswolle + NO_3Ag (3,6 kg $\text{NO}_3\text{Ag}/\text{m}^2$ hält 98% J zurück) dann Messung mit NaJTI-Szintillationskristall	Anreicherung in Kohlefilter (oder Glaswolle) + NO_3Ag , dann Messung mit NaJTI-Szintillationskristall 1 HZK $\rightarrow 100 \text{ Imp}/\text{s}$ pro m^3 bei 2π -Geometrie
Radon	a) 4 l-Kugel mit Zinksulfidbelag auf der inneren Oberfläche b) Filterung des aktiven Niederschlags, dann α - und β -Zählung c) Ionisationskammer: $3 \cdot 10^{-9} \text{ C}/\text{m}^3 \rightarrow 1,6 \cdot 10^{-13} \text{ A}/100 \text{ l}$	a) 100 cm^3 -Kugel mit Zinksulfidbelag auf der inneren Oberfläche b) Ionisationskammer von 1 l 1 HZK $\rightarrow 5 \cdot 10^{-14} \text{ A}$ c) Filterung von 100 l in 100 cm^3 Kohle, dann Zählung der β -Teilchen von RaC im GM-Zähler
Thoron	Filterung von $> 1 \text{ m}^3$, dann 5 Std. bis zur Messung warten, bis der aktive Niederschlag von Radon ($T = 40 \text{ min}$) genügend abgeklungen ist	

¹ Die von der I.C.R.P. festgelegten Werte der höchstzulässigen Konzentrationen finden sich S. 417 ff.

Tabelle 5. Methoden zur Messung der Konzentrationen verschiedener radioaktiver Aerosole in der Atmosphäre. [Nach einer Zusammenstellung von J. LABEYRIE (15)]

Nuklid	In der Größenordnung der allgemeinen weltweiten Kontamination	In der Größenordnung der höchstzulässigen Konzentrationen (HZK) ¹
Mischung von Spaltprodukten	Filterung mehrerer 1000 m ³ Luft durch Papier (100 cm ²), dann Messung der α -, β - oder γ -Strahlung im GM- oder Szintillationszähler. γ -Spektroskopie gibt die Möglichkeit, Ce, Ru, Zr und Nb zu bestimmen. Sr läßt sich nur nach chemischer Trennung nachweisen.	Filterung durch 10 cm ² am Luftstrom vorbeibewegtes Papierband oder auf bewegtem elektrostatischem Filter mit kontinuierlicher β -Messung im GM- oder Szintillationszähler
α -Strahler: Radium, Uran, Plutonium, Polonium usw.	In der normalen Atmosphäre praktisch nicht nachweisbar	a) Filterung von etwa 1 m ³ durch Filterpapier, Messung der α -Strahlung mit GM- oder Szintillationszähler. 48 Std. warten, bis die Folgeprodukte des Thorons genügend abgeklungen sind ($T = 11$ Std.) b) Wenn die Luft im Laboratorium bereits stark gefiltert ist, kann die Wartezeit u. U. viel kürzer sein (1 Std.) c) Für sofortigen Nachweis: Filterrückstand auf 100 cm ² , dann: α - und β -Koincidenzzählung (Nachweis der RaC—RaC' oder ThC—ThC'-Zerfälle). Dann Subtraktion der α -strahlenden Folgeprodukte von Radon und Thoron. Es bleiben die α -Aktivitäten großer Halbwertszeit: Ra, U, Pu, Po, usw.

¹ Die von der I.C.R.P. festgelegten Werte der höchstzulässigen Konzentrationen finden sich S. 417 ff.

Für β -Strahler ist der niedrigste Wert (für ²²⁸Ra) $8 \cdot 10^{-7} \mu\text{C}/\text{cm}^3$ Wasser, d. h. die höchstzulässige Kontamination: $1,7 \cdot 10^{-2} \mu\text{C}/\text{Hand}$. Wenn man jedoch ²²⁸Ra unberücksichtigt läßt, wird der Wert durch ⁹⁰Sr bestimmt ($4 \cdot 10^{-6} \mu\text{C}/\text{cm}^3$ Wasser) und damit ergibt sich für die höchstzulässige Kontamination: $8,8 \cdot 10^{-2} \mu\text{C}/\text{Hand}$.

b) Bestrahlung der empfindlichen Schichten der Haut:

Bei α -Strahlern würde unter bestimmten Voraussetzungen die höchstzulässige Dosis von 1,5 rem/Woche erreicht bei einer Oberflächenkontamination der Haut von $3 \cdot 10^{-5} \mu\text{C}/\text{cm}^2$. Unter der Annahme, daß die Aktivität nur 10% der Handfläche (30 cm²) bedeckt, ergibt sich für die höchstzulässige Kontamination der Hände mit α -Strahlern der Wert $9 \cdot 10^{-4} \mu\text{C}/\text{Hand}$ und für die Haut an anderen Stellen als den Händen: $1,2 \cdot 10^{-5} \mu\text{C}/\text{cm}^2$.

Direkte Bestrahlung durch *energiereiche* β -Strahler: Die höchstzulässige Dosis von 1,5 rem in 168 Std. würde erreicht bei $9 \cdot 10^{-4} \mu\text{C}/\text{cm}^2$. Wenn man die ungleichmäßige Verteilung berücksichtigt und wiederum etwa annimmt, daß nur 10% der Hand (30 cm²) kontaminiert sind, ergibt sich für die höchstzulässige Kontamination der Hände mit β -Strahlern der Wert $3 \cdot 10^{-2} \mu\text{C}/\text{Hand}$ und für die Haut an anderen Stellen als an den Händen: $3,5 \cdot 10^{-4} \mu\text{C}/\text{cm}^2$.

Die Gefahr der Kontamination der Luft, vor allem unter Berücksichtigung der Partikelgröße, sowie die nötigen Meßmethoden und -geräte werden von STOCKINGER und LASKIN (14) in einer älteren Arbeit besprochen.

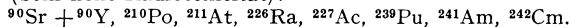
Die neueren Methoden der Messung der Konzentrationen radioaktiver Gase und radioaktiver Aerosole in der Atmosphäre sind in den Tab. 4 u. 5 nach Angaben von LABEYRIE (15) zusammengestellt. [Siehe auch (113), (114).]

4. Einteilung der Arbeit mit Radionukliden in Gefahrenklassen

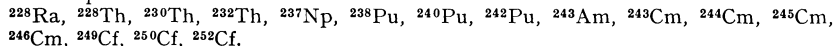
Es ist nicht möglich, ein für alle Arbeiten mit radioaktiven Nukliden gültiges Strahlenschutzprogramm aufzustellen. Es lassen sich jedoch, wenn auch mit gewisser Willkür und mit fließenden Grenzen, verschiedene Gefahrenklassen festlegen, nach denen sich die Strahlenschutzbelange staffeln. Sowohl in den neuen Euratomnormen (16) als auch im Bericht des Komitee V der Internationalen Kommission für Strahlenschutz (I.C.R.P.) über die Handhabung radioaktiver Isotope und die Beseitigung radioaktiver Abfälle (17) werden für das Arbeiten mit radioaktivem Material in offener Form die Radionuklide in 4 Gefahrenklassen eingeteilt: Klasse A (sehr hohe Radiotoxizität), Klasse B (hohe Radiotoxizität), Klasse C (mittlere Radiotoxizität), Klasse D (niedrige Radiotoxizität). Tab. 6 bringt eine solche Zusammenstellung. Die Gefährlichkeit wurde dabei bestimmt unter Berücksichtigung sowohl physikalischer Daten wie Halbwertszeit, Strahlenart und Strahlenenergie, als auch biologischer Daten wie Aufnahme, selektive Ablagerung und Ausscheidung. Auch andere Faktoren, wie z. B. die chemische Form des Radionuklides, die spezifische Aktivität und die Flüchtigkeit sind dabei von Bedeutung. Entsprechend dieser Einteilung wurden auch 3 Arten von Laboratorien vorgeschlagen: Typ 1: Laboratorien für niedere Aktivitäten (low level laboratories). Typ 2: Laboratorien für mittlere Aktivitäten (intermediate level

Tabelle 6. *Klassifizierung der Radionuklide gemäß ihrer relativen Radiotoxizität.* [Nach den Empfehlungen des Komitees V der I.C.R.P. (17)]

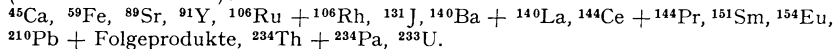
Klasse A (Sehr hohe Radiotoxizität):



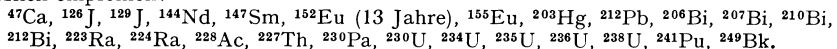
Zusätzlich empfohlen:



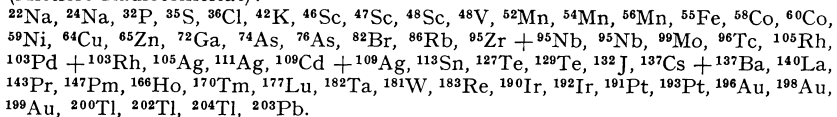
Klasse B (Hohe Radiotoxizität):



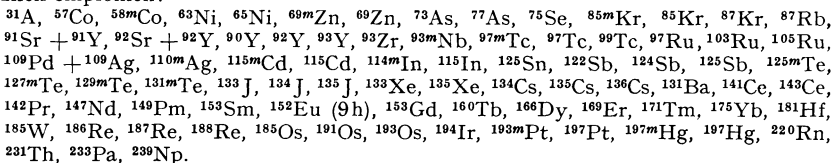
Zusätzlich empfohlen:



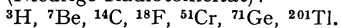
Klasse C (Mittlere Radiotoxizität):



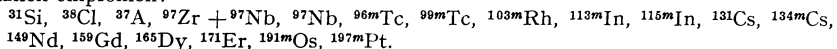
Zusätzlich empfohlen:



Klasse D (Niedrige Radiotoxizität):



Zusätzlich empfohlen:



Die chemische Form des Nuklids kann in einigen Fällen von entscheidender Bedeutung für seine Radiotoxizität sein.

laboratories). Typ 3: Laboratorien für hohe Aktivitäten (high level laboratories). In Abb. 4 sind nach den Vorschlägen des Komitees V der I.C.R.P. diese 3 Labor-typen zu den 4 Gefahrenklassen der Radionuklide in Beziehung gesetzt und die jeweiligen Aktivitätsbereiche angegeben. Eine genauere Beschreibung der 3 Typen von Laboratorien und der Anforderungen, die an ihre Einrichtung zu stellen sind, findet sich S. 484 ff.

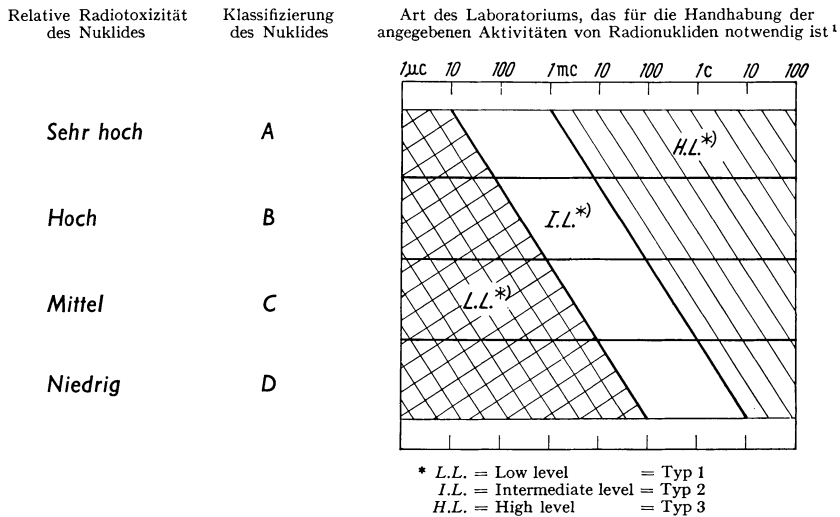


Abb. 4. Die drei verschiedenen Typen von Radioisotopen-Laboratorien und ihre Beziehung zu den vier Gefahrenklassen für das Arbeiten mit radioaktivem Material in offener Form [nach (17)]

Sowohl in der zu erwartenden deutschen Strahlenschutzverordnung (18) als auch in den Strahlenschutz-Richtlinien von Euratom (16) sind Aktivitäts-Freigrenzen angegeben. Für Aktivitäten unterhalb dieser Freigrenzen ist die Anwendung freigegeben. Eine Anmeldung und Genehmigung ist dann nicht erforderlich. Der hierfür maßgebende Artikel 4 in Titel II der Euratom-Richtlinien lautet:

„Auf eine Anmeldung und auf ein System der vorherigen Zulassung kann verzichtet werden, wenn es sich um folgendes handelt:

a) Radioaktive Stoffe, deren Gesamtaktivität weniger als $0,1 \mu\text{C}$ beträgt. Dieser Wert ist für die Radionuklide höchster Toxizität festgesetzt; die übrigen Werte werden in jedem Falle unter Zugrundelegung der relativen Radiotoxizität und der Angaben der Tabellen des Anhangs 1 dieser Richtlinien (s. Abb. 5) bestimmt.

b) Radioaktive Stoffe, deren Konzentration weniger als $0,002 \mu\text{C}$ pro g beträgt und feste, natürlich radioaktive Stoffe, deren Konzentration weniger als $0,01 \mu\text{C}$ pro g beträgt.

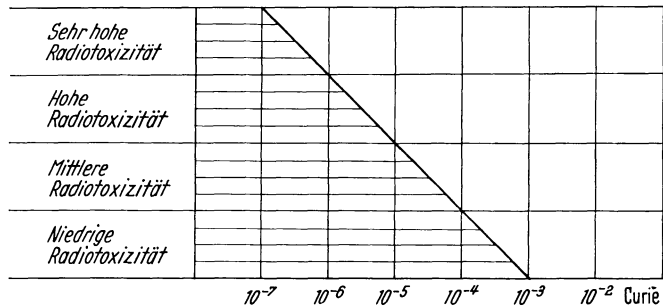
c) Apparate einer von den zuständigen Behörden zugelassenen Bauart, die ionisierende Strahlungen aussenden, sofern die radioaktiven Stoffe berührungssicher und zur Verhinderung jedes Entweichens wirksam abgeschirmt sind und die Dosisleistung im Abstand von 0,1 m von der Oberfläche des Apparates den Wert von 0,1 mrem pro Std. niemals überschreitet.“

¹ Die Daten sind nur als Anhaltspunkte und nicht als starre Vorschriften gedacht. Die Verhältnisse können sich ändern je nach der Geschicklichkeit und Erfahrung der Personen, die mit den Radionukliden umgehen, und der durchgeführten Arbeit.

Der Artikel 5 bestimmt allerdings, daß Freigrenzen nicht existieren und eine vorherige Zulassung auf jeden Fall erforderlich ist:

- a) bei der Verwendung radioaktiver Stoffe zu Heilzwecken,
- b) wenn radioaktive Stoffe zugesetzt werden sollen bei der Herstellung von Lebensmitteln, Arzneimitteln, kosmetischen Erzeugnissen und Erzeugnissen zum Gebrauch im häuslichen Bereich,
- c) bei der Verwendung radioaktiver Stoffe bei der Herstellung von Spielwaren.

In Abb. 5 sind die in den Strahlenschutzrichtlinien von Euratom (16) festgelegten Freigrenzen angegeben.



Der schraffierte Teil gibt die Aktivitäten an, bei denen von der Forderung einer behördlichen Genehmigung abgesehen werden kann. (Ordinate: Relative Radiotoxizität des Nuklids; Abszisse: Aktivität in Curie)

Abb. 5. Aktivitätsgrenzen, unterhalb derer von der Forderung einer behördlichen Genehmigung abgesehen werden kann [nach (16)]

II. Praktischer Strahlenschutz

1. Organisatorisches, Vorschriften

Nur dadurch, daß in den Ländern, die in der Entwicklung des Gebietes führend waren, die gesamte Arbeit mit Radionukliden von Anfang an unter vorausschauender Planung und strenger Überwachung aller Strahlenschutzbedingungen aufgenommen wurde, konnte verhindert werden, daß sich die Berufsschäden aus der Pionierzeit der Röntgenologie in abgewandelter, aber vielleicht gefährlicherer Form, wiederholten. Die Atomenergie-Kommission der Vereinigten Staaten hatte sich schon frühzeitig zur Aufgabe gemacht, radioaktive Nuklide in ausgedehntem Umfang für diagnostische und therapeutische Zwecke nutzbar zu machen, gleichzeitig aber jede nicht verantwortbare Anwendung am Patienten zu verhindern und die gesundheitliche Sicherung des Arbeitspersonals und anderer Personen zu garantieren. Besondere Komitees für die Verteilung von Radionukliden machten deren Bezug und die Genehmigung zu ihrer medizinischen Anwendung von strengen Bedingungen personeller, räumlicher und technischer Art abhängig (19). Die Regeln zur sicheren Handhabung der radioaktiven Nuklide sind im Handbuch 42 des National Bureau of Standards, Safehandling of Radioactive Isotopes (3) zusammengefaßt. Einen Einblick in die Organisation der Verteilung der Radionuklide in den USA gibt der Katalog "Isotopes" der Atomic Energy Commission (20). Alle Fragen der Lizenzierung des Umgangs mit radioaktivem Material und vor allem die notwendigen Voraussetzungen für die Erteilung einer Genehmigung sind in den USA gesetzlich geregelt. (Federal Register: "Licensing of byproduct material" und "Standards for protection against radiation" (21)] Eine ähnliche zentrale Planung und Überwachung der medizinischen Anwendungen führt in England "The Medical Research Council" zusammen mit dem Atomic Energy Research Establishment und dem Gesundheitsministerium durch. Die derzeit

gültigen Regeln sind im "Introductory Manual on the Control of Health Hazards from Radioactive Materials" zusammengefaßt (22). Die Internationale Atombehörde in Wien hat 1958 eine Anleitung "Safe Handling of Radioisotopes" herausgegeben, in welcher in konzentrierter Form die Vorschriften und Regeln für den Umgang mit Radionukliden nach dem neuesten Stand von Forschung und praktischer Erfahrung zusammengestellt sind (23).

Der nunmehr vorliegende Entwurf einer „Ersten Verordnung über den Schutz vor Schädigung durch Strahlen radioaktiver Stoffe“ für die Bundesrepublik Deutschland (18) schließt alle Gebiete der Anwendung radioaktiver Nuklide, auch die medizinische, ein und unterscheidet sich damit von der alten Deutschen Röntgenverordnung aus dem Jahre 1941 (24), bei der die medizinische Anwendung noch ausgeklammert war. Die Deutsche Verordnung findet Anwendung auf:

1. den Umgang mit radioaktiven Stoffen (Gewinnung, Erzeugung, Lagerung, Bearbeitung, Verarbeitung, sonstige Verwendung und Beseitigung),
2. die Beförderung radioaktiver Stoffe,
3. die Einfuhr und Ausfuhr radioaktiver Stoffe,
4. den Verkehr mit radioaktiven Stoffen (Erwerb und Abgabe an andere).

Radioaktive Stoffe im Sinne der Verordnung sind Stoffe, die ionisierende Strahlen spontan aussenden. Den Strahlen radioaktiver Stoffe stehen Strahlen von Neutronenquellen und solche ionisierende Strahlen gleich, die durch Strahlen radioaktiver Stoffe erzeugt werden. Der Umgang mit radioaktiven Stoffen setzt eine Genehmigung durch eine behördliche Stelle (im Länderbereich) voraus, die an die Erfüllung bestimmter Bedingungen (personeller und organisatorischer Art; Vorhandensein der für einen genügenden Strahlenschutz notwendigen Einrichtungen) geknüpft ist. In Anlehnung an die Richtlinien von Euratom (16) sind Freigrenzen angegeben. Die Anwendung von Mengen radioaktiver Stoffe, die unterhalb dieser Freigrenzen liegen, bedarf keiner Genehmigung. Die in dieser Verordnung genannten Ausnahmen von dieser Regelung entsprechen ebenfalls den Vorschriften von Euratom. Die als Grundnormen in die Verordnung aufgenommenen höchstzulässigen Dosiswerte und höchstzulässigen Konzentrationen in Luft und Trinkwasser entsprechen den in den letzten Empfehlungen der I.C.R.P. zusammengestellten Daten. „Kontrollbereiche“ bzw. „Überwachungsbereiche“ sind entsprechend diesen Dosiswerten abgegrenzt. Eine laufende Messung der Personendosis nach zwei voneinander unabhängigen Verfahren ist vorgeschrieben. Die Messungen müssen in der Regel am Rumpf vorgenommen werden; sind einzelne Stellen des Körpers der Strahlung besonders ausgesetzt, so müssen die Messungen auch an diesen Stellen durchgeführt werden. In besonders gelagerten Fällen kann die Aufsichtsbehörde eine Befreiung von einem der beiden oder auch von beiden Meßverfahren aussprechen (vgl. Abschn. II, 3b). Ferner sind Messungen der Ortsdosisleistung bzw. — beim Umgang mit radioaktivem Material in offener Form — eine laufende Überprüfung von Arbeitsplätzen, Geräten, Kleidung und ungeschützten Körperteilen auf evtl. vorhandene radioaktive Kontamination durchzuführen. Auch eine Regelung der Einleitung radioaktiver Abwässer in Abwasserkanäle oder oberirdische Gewässer sowie der Beseitigung radioaktiver Abfälle ist in der Verordnung vorgesehen. Diese Fragen werden S. 484 ff. behandelt. Über Gewinnung, Erzeugung, Erwerb und Abgabe von radioaktiven Stoffen ist unter Angabe von Art und Menge Buch zu führen. Der Bestand an radioaktiven Stoffen mit Halbwertszeiten von mehr als 100 Tagen ist am Ende jedes Kalenderjahres innerhalb eines Monats der Aufsichtsbehörde anzuzeigen. Auch die ärztliche Überwachung der Beschäftigten ist in der Strahlenschutzverordnung der Bundesrepublik geregelt (vgl. Abschn. III). Für die praktische Durchführung der Strahlenschutzverordnung dürften die vom Fachnormenausschuß Radiologie im Deutschen

Normenausschuß herausgegebenen neuen Normblätter DIN 6804 „Strahlenschutz beim Arbeiten mit geschlossenen radioaktiven Präparaten in medizinischen Betrieben“ und DIN 6843 „Strahlenschutz beim Arbeiten mit radioaktivem Material in offener Form in medizinischen Betrieben“ von großem Nutzen sein (52). Entsprechende Normblätter für nichtmedizinische Betriebe liegen bereits im Entwurf vor und dürften in Kürze als endgültige Normen veröffentlicht werden.

2. Personelle Voraussetzungen

Es ist nicht zu erwarten, daß ein Einzelner neben seinen Fachkenntnissen stets die notwendige physikalische, biochemische und strahlenbiologische Erfahrung und zugleich die Zeit hat, um die experimentelle, diagnostische und therapeutische Arbeit mit Radionukliden unter allen Strahlenschutzkautele durchzuführen und überwachen zu können. So ist es verständlich, daß in den USA, in England und anderen Ländern für jede Arbeit mit radioaktiven Nukliden seit langem die enge Verbindung mit einem Forschungsinstitut oder Hospital und das Einvernehmen mit den örtlichen medizinischen Gesellschaften gefordert wird. Ein lokales Komitee soll sich aus einem Hämatologen (zur systematischen Blutbildkontrolle), einer im Umgang mit radioaktivem Material und im Strahlenschutz geübten Person und, wenn möglich, aus einem Physiker und einem Strahlentherapeuten zusammensetzen. Die große Bedeutung, die der Strahlenschutzüberwachung in diesen Ländern zukommt, geht daraus hervor, daß sich eine besondere Disziplin entwickelt hat, die es sich zur Aufgabe stellt, Leben und Gesundheit der in Strahlenbetrieben Beschäftigten und anderer strahlengefährdeter Personen zu sichern. „Health Physics“ ist ein neuer Zweig der angewandten Physik zum Gesundheitsschutz vor Strahlung geworden. Für je 20 Beschäftigte sollte in Strahlenbetrieben eine Person zur Überwachung des Strahlenschutzes vorgesehen sein.

Nach der deutschen Strahlenschutzverordnung darf die Genehmigung zum Umgang mit radioaktiven Nukliden nur erteilt werden, wenn die für die Leitung und Beaufsichtigung der Arbeiten Verantwortlichen die für den Strahlenschutz erforderliche Fachkunde besitzen, und wenn die für eine sichere Ausführung der zu genehmigenden Tätigkeit notwendige Anzahl dieser Verantwortlichen vorhanden ist. Außerdem muß gewährleistet sein, daß die bei dem beabsichtigten Umgang mit radioaktiven Stoffen sonst tätigen Personen die notwendigen Kenntnisse über die mögliche Strahlengefährdung und die dagegen anzuwendenden Schutzmaßnahmen besitzen. Für den Strahlenschutz Verantwortliche im Sinne der Verordnung sind alle diejenigen, die einer Genehmigung bedürfen und die von den Genehmigungsinhabern zur Leitung oder Beaufsichtigung des Umganges mit den radioaktiven Stoffen schriftlich bestellten Personen; ihre Bestellung und Abberufung müssen der Aufsichtsbehörde unverzüglich angezeigt werden. Den zuletzt genannten Personen obliegen allerdings die ihnen auferlegten Pflichten nur im Rahmen ihres innerbetrieblichen Entscheidungsbereiches. Der Verantwortliche hat dafür zu sorgen, daß Gesundheitsschäden vermieden werden, daß die Radionuklide nur für die angegebenen Zwecke verwandt, nicht an Dritte weitergegeben und daß die Sicherheitsregeln eingehalten werden. Er hat den Empfang, die Lagerung und den Gebrauch der Radionuklide zu überwachen, darüber Buch zu führen und für eine gefahrlose Vernichtung bzw. Sicherstellung der radioaktiven Abfälle zu sorgen. Der Entwurf eines Ausbildungsplans für Verantwortliche in Strahlenbetrieben wurde inzwischen von einem Arbeitskreis der Deutschen Atomkommission fertiggestellt. Grundvoraussetzung für die Beauftragung einer für den Strahlenschutz verantwortlichen Person ist danach eine abgeschlossene Hochschulbildung. Weitere Voraussetzung für die Übertragung innerbetrieblicher Strahlenschutzaufgaben ist entweder eine zwei- oder mehrjährige Tätigkeit in einem Betrieb oder Laboratorium,

in dem unter Strahlenschutzbedingungen gearbeitet wird, oder die Absolvierung eines Kurses. Je nach der vorliegenden akademischen Fachausbildung bzw. Vorbildung sollen im Rahmen dieses Kurses die folgenden Gebiete behandelt werden: 1. Atom- und kernphysikalische Grundlagen. 2. Chemische Grundlagen (a. chemische Vorbildung, b. Radiochemie). 3. Biologische und medizinische Grundlagen. 4. Biologische Strahlenwirkung und ihr medizinisches Erscheinungsbild. 5. Strahlenschutz. 6. Technische Grundlagen. 7. Anwendung radioaktiver Stoffe in Forschung, Technik, Diagnostik und Therapie. 8. Rechts- und Verwaltungsfragen des Strahlenschutzes. Die theoretischen Vorlesungen sollten durch praktische Übungen, in denen vor allem auch die Möglichkeit besteht, die wichtigsten Meßgeräte kennenzulernen, ergänzt werden. Besichtigungen spezieller Strahlenbetriebe und Forschungslaboratorien sollten in das Ausbildungsprogramm einbezogen werden. Die Zeit für einen solchen Kurs müßte mit etwa 3 Monaten veranschlagt werden. Es wurde vorgeschlagen, diese Ausbildung durch eine Prüfung abzuschließen. Die Genehmigungsbehörde soll dann die Anerkennung desjenigen, der als verantwortlich für den innerbetrieblichen Strahlenschutz vorgeschlagen wird, von einer Bescheinigung über die erfolgreiche Teilnahme an einem solchen Kurs abhängig machen. Ausbildungsstätten zur Durchführung solcher Kurse sollen vom Bundesminister für Atomkernenergie und Wasserwirtschaft eingerichtet werden. Der fühlbare Mangel an genügend ausgebildeten Fachkräften sowohl für den innerbetrieblichen Strahlenschutz als auch zur Besetzung der Stellen in den im Länderbereich vorgesehenen Aufsichts- und Genehmigungsbehörden stellt ein erhebliches Hemmnis für die künftige Entwicklung dar. Auch Hilfspersonal, das zur Arbeit mit radioaktivem Material in offener Form herangezogen werden soll, muß geeignet ausgebildet sein und ist zusätzlich im Hinblick auf die besonderen Belange des Strahlenschutzes zu schulen. Das gleiche gilt für das besondere strahlengefährdete Pflegepersonal von Kranken, die mit radioaktiven Substanzen behandelt werden. Einerseits soll der Pflegestab klein gehalten werden, andererseits soll eine Ablösung möglich sein, wenn die Gefahr besteht, daß die höchstzulässige Dosis überschritten werden kann. Nach der deutschen Strahlenschutzverordnung haben die für den Strahlenschutz Verantwortlichen auch dafür zu sorgen, daß die Personen, die mit den radioaktiven Stoffen umgehen (technische Assistenten, Laboranten, Arbeiter) und sonstige Personen, denen der Aufenthalt in Kontrollbereichen gestattet wird, vorher über die Arbeitsmethoden, über die möglichen Gefahren, über die anzuwendenden Schutzmaßnahmen und über den für ihre Tätigkeit wesentlichen Inhalt und Umfang der Genehmigungsvorschrift belehrt werden. Die Belehrung muß halbjährlich, auf Verlangen der Aufsichtsbehörde in kürzeren Zeiträumen, wiederholt werden. Über den Inhalt und den Zeitpunkt der Belehrung sind Aufzeichnungen zu führen, die von der belehrten Person zu unterzeichnen sind.

3. Strahlenschutzmessung; Meß- und Warngeräte

Die deutsche Verordnung über den Schutz vor Schädigung durch Strahlen radioaktiver Stoffe macht sowohl die laufende Messung der „Ortsdosis“ bzw. „Ortsdosisleistung“ und die Feststellung radioaktiver Kontamination als auch die Kontrolle der „Personendosis“ zur Pflicht. Da selbst bei exaktem Arbeiten mit Radionukliden unter Einhaltung aller Strahlenschutzbedingungen stets eine gewisse Gefahr besteht, daß hin und wieder oder auch dauernd die höchstzulässige Dosis überschritten wird, sollte keine Arbeit mit radioaktiven Nukliden ohne entsprechende Meßgeräte durchgeführt werden. Für Arbeiten kleineren Umfanges können die für die Messung der Proben verwendeten Geräte z. T. auch zur Kontrolle des Strahlenschutzes eingesetzt werden. Für die Praxis größerer Laboratorien

empfehlen sich jedoch die in vielerlei Typen entwickelten Strahlenschutzmeß- und Warngeräte, wie sie z. T. bereits vorher in der Radiologie verwandt wurden oder speziell für Arbeiten mit radioaktiven Nukliden im Handel sind. Dabei sollen alle Strahlenarten, die bei den verwendeten Nukliden auftreten, erfaßt werden können, und es soll die Möglichkeit bestehen, die Gesamtdosis zu messen, die an einer bestimmten Stelle im Arbeitsbereich oder seiner Umgebung (Ortsdosis) oder am Körper des Arbeitenden (Personendosis) in einer bestimmten Zeit auftritt, außerdem die Dosisleistung, die im Gefahrenbereich besteht (Ortsdosisleistung). Es handelt sich dabei meist um Ionisationskammer- oder Zählrohrgeräte. Hinzu kommt die Filmschwärzungsmethode. Auch Geräte zur Messung der Art und des Grades von Kontaminationen müssen speziell beim Arbeiten mit radioaktivem Material in offener Form vorhanden sein.

a) Messung der Ortsdosis, der Dosisleistung und der Kontamination

Nachfolgend werden einige Geräte neueren Types zur Messung der Ortsdosisleistung bzw. der radioaktiven Kontamination beschrieben. Sie sind als Beispiele gedacht und ihre Erwähnung stellt keine Bevorzugung gegenüber ähnlichen Meßgeräten vieler anderer in- und ausländischer Firmen dar. Die meisten Geräte erlauben durch abwechselnde Messung mit verschiebbaren Filtern eine Unterscheidung von β - und γ -Strahlen. Ein in Abb. 6 gezeigtes „Radiameter“ dient der laufenden Kontrolle der Ortsdosisleistung und erlaubt die Messung von γ -Strahlen, sowie den Nachweis von α - und β -Strahlen. Verschiedene Zubehörteile

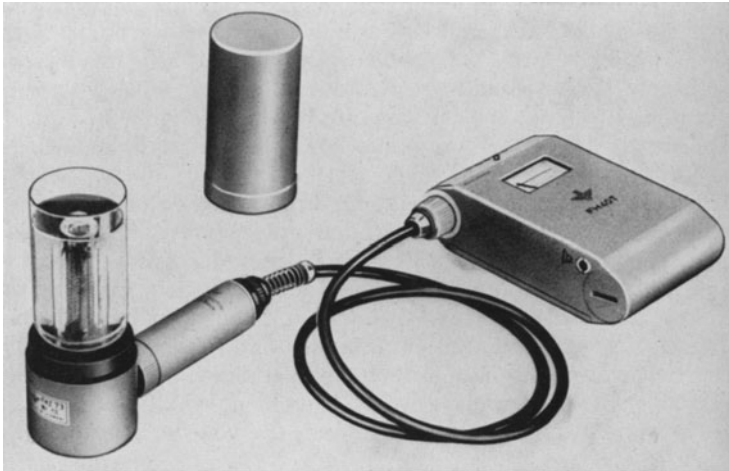


Abb. 6. Radiameter FH 40 T mit Flüssigkeitszählrohr FHZ 73 der Firma Frieseke & Hoepfner, Erlangen

ermöglichen zahlreiche und vielseitige Anwendungen, wie z. B. die Feststellung der radioaktiven Kontamination von Tischen, Geräten, Kleidern, Gefäßen, Flüssigkeiten oder Lebensmitteln sowohl im Laboratorium als auch im freien Gelände. In Abb. 6 ist das Radiameter mit einem Flüssigkeitszählrohr kombiniert. Das Gerät gestattet auch eine größenordnungsmäßige Abschätzung der β - und γ -Komponente bei gleichzeitiger β - und γ -Emission. Der Meßbereich für γ -Strahlung liegt zwischen 0,05 mr/Std. und 50 r/Std., hat also einen Meßumfang von 6 Dekaden. (Mit Niederdosisrohr 3 Meßbereiche: 0–0,5 mr/Std., 0–25 mr/Std., 0–1 r/Std., mit Hochdosisrohr: 0–50 r/Std.). Für den Nachweis der β -Strahlung (gemessen

wird dann β - + γ -Strahlung) stehen in Verbindung mit dem Niederdosisrohr zwei Meßbereiche zur Verfügung: 0–500 Imp/min und 0–20000 Imp/min. Die Meßfehlergrenze wird mit max. $\pm 15\%$ vom Vollausschlag angegeben.

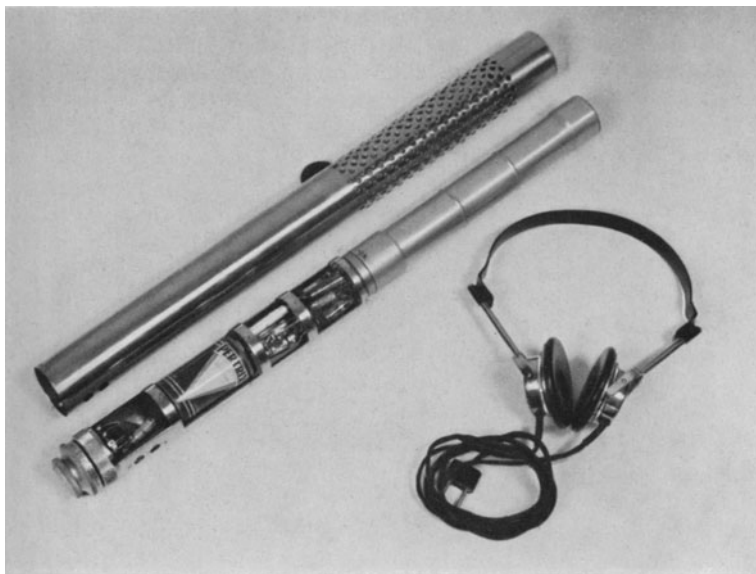


Abb. 7. Strahlen-Spürgerät SPZ/B der Firma Laboratorium Prof. Dr. Berthold, Wildbad

Das Strahlen-Spürgerät der Abb. 7 dient zum Aufsuchen von Strahlenquellen und zum Nachweis radioaktiver Kontamination. Es ist ein akustisch anzeigendes Gerät mit einem dünnwandigen Aluminiumzählrohr von 0,15 mm Wandstärke.

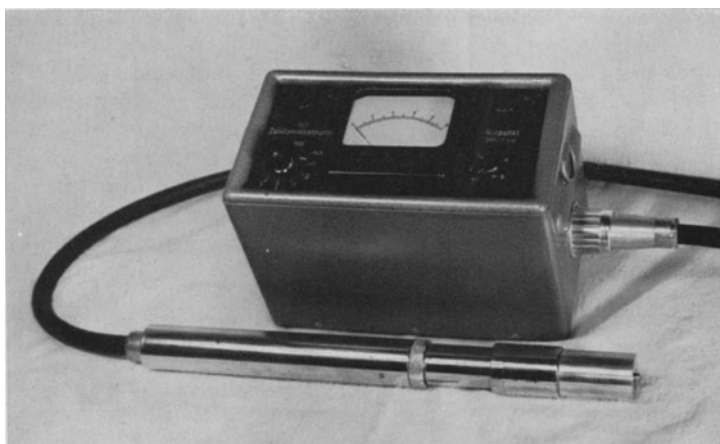


Abb. 8. Strahlenschutz-Zählgerät Tol/C der Firma Prof. Dr. Berthold, Wildbad

Nach Überziehen einer dünnen, auswechselbaren Kunststoffhülle kann der Strahlenempfänger auch in Flüssigkeiten eingetaucht werden. Ein anderes Gerät des gleichen Herstellers (Abb. 8) gestattet in Verbindung mit einem Kunststoffzählrohr die quantitative Messung der Dosisleistung von Röntgen- und γ -Strahlen im

Bereich von 1 mr/Std. bis 100 r/Std. (5 Meßbereiche: 0–10 mr/Std., 0–100mr/Std. 0–1 r/Std., 0–10 r/Std. und 0–100 r/Std.). Die Anzeige in r/Std. ist nach Angabe der Herstellerfirma ab 20 kV Röntgenstrahlung (0,15 mm Al-Halbwertschicht) bis zur γ -Strahlung von Radium oder ^{60}Co innerhalb $\pm 10\%$ Abweichung wellenlängenunabhängig. Abb. 9 zeigt ein kleines integrierendes Dosimeter in Taschenformat (Batteriegerät), das ohne Stromverbrauch über ungefähr 24 Std. arbeitet. Das Gerät gibt je nach Einstellung automatisch einen akustischen Alarm, wenn die Dosis 20, 30, 50 oder 100 mr erreicht ist.

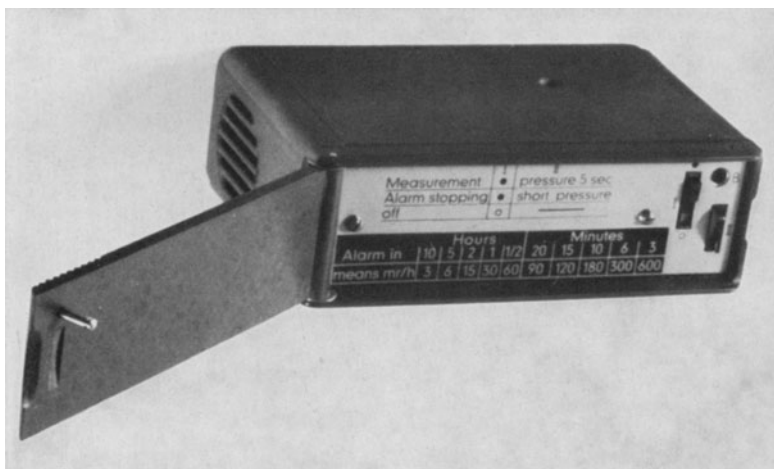


Abb. 9. Kleines integrierendes Dosismessergerät „Monitor“ mit akustischer Anzeige der Physikalisch-Technischen Werkstätten, Freiburg i. Br.

Zur Feststellung radioaktiver Kontamination und zum Auffinden verlorener Präparate wurden verschieden geformte Zählrohrtypen hergestellt, so in Sondenform zum Austasten von Gefäßen („Eintauchzählrohr“) oder in Bügeleisenform zum Absuchen der Oberflächen von Arbeitsplätzen (auch mit besonders dünnen Fenstern zum Nachweis von α -Strahlern). Für größere Laboratorien existieren heute handelsübliche, z. T. vollautomatisch arbeitende Geräte, die ausschließlich zur Kontrolle von Händen, Schuhen und Kleidern bestimmt sind (26), (120).

Zur Abschätzung der Dosisleistung auf Grund der mit Zählrohren gemessenen Stoßzahlen können die folgenden Beziehungen zwischen Strahlenfluß und Dosisleistung unter Berücksichtigung der jeweiligen Ansprechwahrscheinlichkeit als Anhaltspunkt dienen:

Einer Dosisleistung von 10 mrad/Std. (in Luft) entsprechen etwa

3800 γ -Quanten/cm²/s bei 2 MeV

6300 γ -Quanten/cm²/s bei 1 MeV

77 β -Teilchen/cm²/s bei 2 MeV.

Bei Messung mit einem β -Zählrohr mit dünnwandigem Fenster von 4,5 cm Durchmesser soll die Stoßzahl über der Oberfläche des Arbeitsbereiches weniger als 500/min und die Stoßzahl über der Hand weniger als 900/min betragen (4). [Vgl. auch (23), Appendix II, S. 95–99.]

Große stationäre Strahlungsüberwachungsanlagen zur kontinuierlichen Kontrolle bzw. Messung der Ortsdosisleistung mit Registriereinrichtungen werden heute von einigen Firmen hergestellt. Sie gestatten genaue Messungen von Dosisleistungen bis hinunter in den Bereich der natürlichen Strahlung.

b) Messung der Personendosis

Gemäß den Bestimmungen der neuen deutschen Strahlenschutzverordnung haben die für den Strahlenschutz Verantwortlichen dafür zu sorgen, daß an Personen, die mit Mengen radioaktiver Stoffe umgehen, für welche eine Genehmigungspflicht besteht, und auch an Personen, die sich in Kontrollbereichen aufhalten, die Strahlendosen gemessen werden. Die Messungen der Personendosis müssen am Rumpf vorgenommen werden. Sind einzelne Stellen des Körpers der Strahlung besonders ausgesetzt, so müssen die Messungen auch an diesen Stellen durchgeführt werden. Außerdem wird vorgeschrieben, daß diese Messungen am Körper nach zwei voneinander unabhängigen Verfahren vorzunehmen sind. Die eine Messung muß die jederzeitige Feststellung der Dosis ermöglichen, und die nach diesem Verfahren gemessenen Tagesdosen sind aufzuzeichnen. Die andere Messung ist mit nicht offen anzeigenden, unlöschbaren Dosisanzeigern durchzuführen; diese sind in Zeitabständen von höchstens 4 Wochen einer nach Landesrecht zuständigen Stelle einzureichen, welche die Dosiswerte festzustellen, die Meßergebnisse aufzuzeichnen und dem Einsender schriftlich mitzuteilen hat. Sie hat ihre Aufzeichnungen 30 Jahre lang aufzubewahren. Auch der Genehmigungsinhaber ist verpflichtet, die Aufzeichnungen über die Tagesdosen sowie die Mitteilungen der zentralen Meßstelle 30 Jahre lang aufzubewahren; er hat sie der Aufsichtsbehörde und den von ihr zugezogenen Sachverständigen auf Verlangen vorzulegen. Um das Arbeiten mit Radionukliden nicht unnötigerweise zu erschweren und die Entwicklung nicht zu hemmen, ist vorgesehen, daß die Aufsichtsbehörde in besonders gelagerten Fällen (z. B. Arbeiten mit geschlossenen Präparaten von kleiner Aktivität) auf Antrag Befreiung von einem der beiden Meßverfahren oder auch von beiden gewähren kann. Sie kann andererseits jedoch auch anordnen, daß die nicht offen anzeigenden unlöschbaren Dosismesser in kürzeren als vierwöchigen Zeitabständen zur Auswertung einzureichen sind.

Die ältere Methode dieser Körperdosismessung arbeitet mit kleinen Kondensator-Ionisationskammern aus luftäquivalentem Kammermaterial „Aerion“ nach SIEVERT (27). Diese können an der Brusttasche, aber auch an beliebigen anderen Stellen des Körpers angebracht werden. Eine solche Kondensatorkammer besteht aus dem strahlendurchlässigen Gehäuse und der hochisolierten Mittelelektrode. Diese Elektrode wird vor der Messung aufgeladen, so daß eine bestimmte Spannung zwischen ihr und dem Gehäuse besteht. Die Strahlung bewirkt durch die Ionisierung der Luft in der Kammer eine Verringerung der Spannung zwischen Mittelelektrode und Kammergehäuse, die der applizierten Dosis proportional ist. Der Spannungsverlust wird nach Beendigung der Meßzeit elektrometrisch gemessen. Um Irrtümer durch zufällige Entladung einer Kammer auszuschließen, wird empfohlen, zwei Kämmerchen gleichzeitig zu tragen. Die Methode erfordert eine innerbetriebliche zentrale Meß- und Auswertestelle. Abb. 10 zeigt ein Lade- und Meßgerät für Kondensatorkammern verschiedener Größe. Zwei Typen von zylinderförmigen Aerion-Kammern gestatten die Messung von Dosiswerten bis maximal 20 mr bzw. 700 mr, zwei Typen von kugelförmigen Kammern aus Aerion oder auch Plexiglas von Dosiswerten bis zu 4 r bzw. 8 r. Die Kammern messen in einem großen Energiebereich wellenlängenunabhängig. Auf dem Bild (Abb. 10) ist rechts ein Hochspannungs-Zusatzgerät zu sehen, das nur notwendig ist, wenn man spezielle Hochdruckkammern mit Argonfüllung verwenden will. Die zweite Kammer von rechts (kleiner Aluminiumtopf) stellt eine solche Kammer dar (Meßbereich 20—1200 μ r). Hochdruckkämmerchen wurden in letzter Zeit z. B. für Kontrollmessungen der Gonadendosis bei Röntgen-Reihenuntersuchungen verwendet. In Abb. 11 sind die Meßbereiche der verschiedenen Kondensatorkammern dargestellt. Der insgesamt erfaßbare Dosisbereich reicht von 20 μ r bis 600 r.

Ebenfalls nach dem Kondensatorkammer-Prinzip arbeiten die heute bereits in fast allen Strahlenbetrieben benutzten „Füllhalterdosimeter“, die von vielen einschlägigen Firmen hergestellt und vertrieben werden. Sie stellen heute wohl das ideale Klein-Meßgerät zur laufenden Kontrolle der Personen-Tagesdosis gemäß den Bestimmungen der Strahlenschutzverordnung dar. Es werden sowohl Füllhalterdosimeter zur direkten Ablesung mit zugehörigem Aufladegerät gebaut, als auch

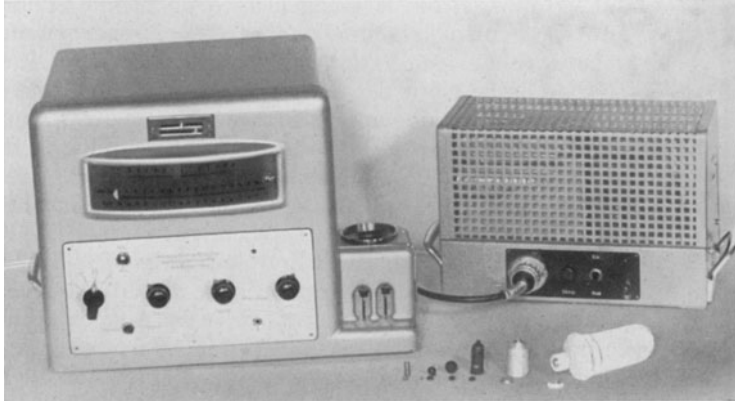


Abb. 10. Lade- und Meßgerät für Kondensatorkammern („Kondimeter“) mit Meßkammern der Physikalisch-Technischen Werkstätten, Freiburg i. Br.

Dosimeter, bei denen die Dosis erst beim Aufsetzen auf das Auflade- und Ablesegerät festzustellen ist. Der letztere Typ schließt eine Ablesung durch Unbefugte und damit evtl. verbundene Täuschungsmanöver aus. Abb. 12 zeigt als Beispiel das „Condiognom“ der Physikalisch-Technischen Werkstätten, Freiburg, das mit nicht direkt ablesbaren Füllhalterdosimetern arbeitet. Der Füllhalter enthält bei diesem Gerät zwei voneinander unabhängige Ionisationskammern mit verschiedenen Meßbereichen, die durch eine Membran luft- und wasserdicht verschlossen sind.

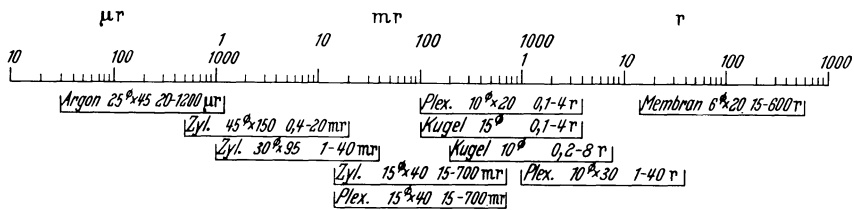


Abb. 11. Die Meßbereiche der verschiedenen Kondimeter-Kammern

Sie werden in zusammengeschraubtem Zustand getragen und nur zur Aufladung und Messung voneinander getrennt. Der Meßbereich der großen Kammer reicht von 0—100 mr und erfaßt damit die kleinen Tagesdosen bei der Arbeit mit radioaktiven Nukliden, die γ -Strahlen emittieren. Der Meßbereich der kleinen Kammer reicht von 0—1000 mr. Die kleine Kammer bietet somit auch dann noch die Möglichkeit der Messung, wenn der Meßbereich der großen Kammer z. B. infolge eines Unfalls überschritten würde, also gerade dann, wenn eine akute Gefahr besteht. Durch die Verwendung von Luftwändematerial ist die Anzeige der Kammern im Bereich von Röntgenstrahlen von etwa 50 kV bis zu den γ -Strahlen von Kobalt 60 und Radium praktisch wellenlängenunabhängig.

Zur Kontrolle der *Personendosis* durch Messung mit nicht offen anzeigenden, unlöschbaren Dosismessern kommt z. Z. nur die Filmschwärzungsmethode in Frage, die sich in den letzten Jahren als wichtigste Strahlenschutz-Meßmethode immer mehr durchgesetzt hat. In Deutschland haben sich besonders LANGENDORFF und WACHSMANN, z. T. in Zusammenarbeit mit SPIEGLER, erfolgreich um die Entwicklung dieser Methode und ihre Einführung in die Praxis der Strahlenschutzmessung bemüht (28). Kleine Stücke photographischer Filme mit besonderer Emulsionsqualität werden in einer geeigneten Kassette am Rockaufschlag oder auch zur Messung der Fingerdosis in Fingerringen während der Arbeit im Kontrollbereich getragen. Ihr Schwärzungsgrad wird nach einer



Abb. 12. Auflade- und Ablesegerät „Condiognom“ mit Füllhalterdosimetern der Physikalisch-Technischen Werkstätten, Freiburg i. Br.

Woche oder auch nach längerer Zeit (bis zu einem Monat) photometrisch bestimmt. Die Ermittlung der Dosis erfolgt durch Vergleich mit einer aus dem gleichen Filmmaterial angefertigten Eichterappe (Schwärzungstreifen nach Bestrahlung mit bekannten Dosiswerten), welche mit dem für die Strahlenschutzmessung benutzten Film zusammen entwickelt wird. Eventuelle Unterschiede in der Empfindlichkeit des Filmmaterials oder bei der Entwicklung werden durch dieses Vorgehen weitgehend eliminiert. Da die Empfindlichkeit der Filme sehr stark von der Strahlenqualität abhängt, muß, damit die Dosis aus der Filmschwärzung ermittelt werden kann, auch die Qualität der Strahlung, die auf den Film eingewirkt hat, bekannt sein. Nur dann ist es möglich, unter Verwendung des von DORNEICH und SCHAEFER (29) eingeführten „Härtefaktors“ die Dosis zu errechnen. Der Härtefaktor ist das Verhältnis der Dosis, die zur Erzielung einer bestimmten Schwärzung bei der betreffenden Strahlenqualität notwendig ist zur Dosis, die bei der am stärksten wirksamen Strahlenqualität zur gleichen Schwärzung führt. Die einfachste Möglichkeit, die Qualität der Strahlung, der der Film ausgesetzt war, zu ermitteln, bietet die „Filtermethode“. Verschiedene Partien des Meßfilmes werden dabei direkt, andere unter Vorschalten von Filtern, der Strahlung ausgesetzt. Als sehr geeignet hat sich z. B. die Filterkombination 0, 1,5 mm Al, 1,5 mm Cu und 0,5 mm Pb erwiesen. Für praktische Zwecke werden diese Filter in einer Preßstoffkassette beiderseitig so angebracht, daß sich die gleichen Filter gegenüberliegen

(Abb. 13). Auch in Fingerringe lassen sich solche Filme und Filterkombinationen einbauen (Abb. 14). Die Ermittlung der Strahlenqualität nach der Filtermethode wird dann folgendermaßen durchgeführt: Zunächst wird, etwa unter Verwendung eines photoelektrischen Schwärzungsmessers, die Schwärzung der vier Felder bestimmt. Hat auf den Film eine sehr weiche Strahlung eingewirkt, so wird schon

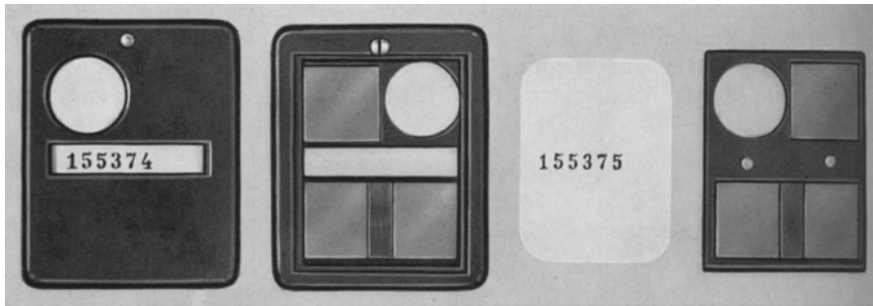


Abb. 13. Bakelit-Kassette mit eingepreßten Filtern nach LANGENDORFF und WACHSMANN (28)

das mit 1,5 mm Al abgedeckte Feld sehr viel weniger geschwärzt sein als das ohne Vorschalten eines Filters bestrahlte. Bei einer mittelharten Strahlung wird das Al-Filter keinen, das Cu-Filter jedoch einen je nach der Härte der Strahlung mehr oder weniger starken und das Pb-Filter einen beinahe vollständigen Schatten ergeben. Bei einer sehr harten Strahlung dagegen wird auch das durch 0,5 mm Pb abgedeckte

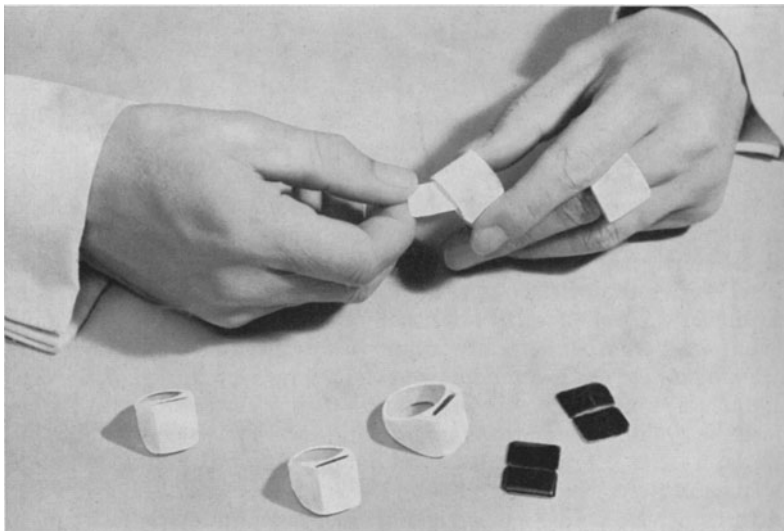


Abb. 14. Strahlenschutz-Fingerringe (Physikalisch-Technische Werkstätten, Freiburg i. Br.)

Feld stark geschwärzt. Bei ultraharten Strahlungen von 5 MV und mehr schließlich wird das hinter Blei und Kupfer liegende Feld infolge der in diesen Stoffen ausgelösten intensiven Elektronenstrahlung sogar stärker geschwärzt als das hinter dem Leer- und Aluminiumfilter liegende. Schon diese überschlägige Betrachtung gestattet also eine Aussage über die Qualität der Strahlung zu machen. Zur genauen Analyse der Strahlenqualität und zur Ermittlung der „wahren Dosis“, mit

der der Film bestrahlt wurde, haben LANGENDORFF, WACHSMANN und SPIEGLER ein besonderes Verfahren entwickelt und beschrieben (28). Die maximale Fehlerbreite der Methode wird mit $\pm 20\%$ angegeben. In einer Reihe von Veröffentlichungen wurde in der letzten Zeit über die Ergebnisse und die Weiterentwicklung der Strahlenschutzüberwachung mit Filmen in Deutschland berichtet [LANGENDORFF und WACHSMANN (30–32); DRESEL (33, 34); BRICHZY und WACHSMANN (35)]. In Deutschland werden von der „Arbeitsgemeinschaft für Strahlenschutz“ (Auswertungsstellen in Freiburg, Erlangen, Hamburg und Berlin) bereits etwa 10000 Personen laufend nach der Filmschwärzungsmethode überwacht. Die erneute Herabsetzung der höchstzulässigen Dosiswerte in den letzten Empfehlungen der I.C.R.P. (13) (Jahresdosis 5 r, entsprechend einer mittleren Wochendosis von 100 mr), verlangt eine gesteigerte Empfindlichkeit der Methode und einen erweiterten Meßbereich. WACHSMANN und SCHUBERT (36) diskutieren in einer Arbeit diese neue Entwicklung. Um die kleineren Dosiswerte mit genügender Genauigkeit aus der Filmschwärzung ermitteln zu können, werden empfindlichere Filme als bisher benötigt. Es muß möglich sein, auch noch Bruchteile der Wochendosis von 100 mr abzulesen, die bei der Berechnung der Jahresdosis berücksichtigt werden müssen. Die größte meßbare Dosis darf jedoch nicht kleiner sein als bisher, da — wenn auch glücklicherweise nur selten und in Sonderfällen — Wochendosen bis zu 10 r oder mehr auftreten können. Hinzu kommt noch, daß harte Strahlungen, z. B. von Kobalt-60, den Film etwa 30mal weniger schwärzen als eine weiche Strahlung von 70 kV. Dadurch ergibt sich ein zu überstreichender Gesamt-Meßbereich von etwa $4^{1/2}$ Größenordnungen (1 : 50000). Mit einem Film läßt sich bei Entwicklung in normalem Röntgenentwickler aber nur ein Meßbereich von maximal 1 : 500 erfassen. Die „Arbeitsgemeinschaft für Strahlenschutz“ verwendet daher jetzt grundsätzlich zwei Filme verschiedener Empfindlichkeit gleichzeitig. Mit diesen lassen sich weiche Strahlungen von 2 mr bis 30 r — hinter Filtern auch mehr — und harte Strahlungen von 50 mr bis 500 r messen. Die Verwendung von zwei Filmen bietet darüber hinaus den Vorteil, daß sich die Dosiswerte der meist verwendeten Strahlungen in Zweifelsfällen gerade in dem am häufigsten vorkommenden Bereich aus zwei Filmen ermitteln lassen. Von SPIEGLER, der im Royal Cancer Hospital, London (Prof. MAYNEORD) einen ausgedehnten Filmüberwachungsdienst aufgebaut hat, wurde die Methode vor allem im Hinblick auf die Arbeit mit Radionukliden weiterentwickelt. Bei dem von ihm angewandten Verfahren werden die Quantität und die Qualität der von Metallfolien emittierten Elektronenstrahlung, die den Film zusätzlich schwärzt, dazu benutzt, die Qualität der auslösenden Primärstrahlung zu ermitteln. Damit können die verschiedenen Strahlenarten und ihr jeweiliger Anteil an der Gesamtdosis abgeschätzt werden. Die Methode ist vor allem zur Lösung von Spezialfragen, die beim Arbeiten mit verschiedenen Arten von Radionukliden auftreten, vorteilhaft (37–39). Auch zur Messung von Neutronen wird neuerdings die Methode der Filmschwärzung angewandt. Wenn man die Hälfte des in die Kassette eingeschlossenen Stückes Meßfilm mit einer Cadmiumfolie bedeckt (etwa 0,7 mm Dicke), wird bei einem gleichzeitig mit einer γ -Strahlung auftretenden Fluß thermischer Neutronen eine zusätzliche Schwärzung über die n, γ -Reaktion des Cadmiums 113 erzeugt. Nach Angaben von LABEYRIE (40) ruft bei dieser Reaktion 1 rem thermischer Neutronen die gleiche Schwärzung hervor wie 2,3 rem γ -Strahlung. Für schnelle Neutronen läßt sich, ebenfalls nach LABEYRIE, ein Spezialfilm mit Kernemulsion (Ilford C2 oder Kodak NTA) benutzen, der die Spuren der von den Neutronen ausgelösten Protonen zur Darstellung bringt. Die 40μ dicke Emulsion ist in eine Kassette eingeschlossen, die aus 3 Schichten besteht: 30 mg/cm² Celluloseacetat, 30 mg/cm² Al und 15 mg/cm² Papier. Damit wird erreicht, daß die Zahl der Bahnspuren propor-

tional der Gewebedosis in rem und unabhängig von der Energie der einfallenden Neutronen ist. Eine Dosis von 300 mrem ergibt für Neutronen zwischen 0,5 und 10 MeV Energie eine Protonen-Bahnspurdichte von 4000 Spuren pro cm^2 . In Deutschland hat DRESEL (40a) eine neue Strahlenschutzplakette entwickelt, die auch die Ermittlung der Neutronendosis gestattet. Sie wird bereits von einer Spezialfirma hergestellt und kann käuflich erworben werden.

Auch die Filmmessmethode erfordert, wie sich aus dem Vorstehenden ergibt, einen gewissen Arbeitsaufwand und vor allem hinreichende Erfahrung. Sie soll daher in Zusammenarbeit mit einer zentralen Auswertungsstelle angewandt werden, wie es auch in der deutschen Strahlenschutzverordnung vorgeschrieben ist.

c) Prüfung der Radioaktivität der Luft

Wenn die Arbeiten mit hochaktiven Stoffen, bei denen sich Staube, Gase und Dämpfe entwickeln, sehr ausgedehnt sind, kann es notwendig sein, den Kontaminationsgrad der Luft in Einzelproben oder laufend zu kontrollieren. Der Gehalt der Luft an radioaktiven Teilchen wird dadurch ermittelt, daß diese aus einem bekannten Luftvolumen durch Filterung oder elektrostatische Abscheidung niedergeschlagen werden und die Aktivität des Niederschlages bestimmt wird. In Abschn. I, 3, Tab. 4 u. 5 sind die Methoden zur Messung der Konzentration radioaktiver Gase und radioaktiver Aerosole in der Atmosphäre zusammengestellt [Vgl. auch (113), (114).] Geräte zur automatischen Dauerüberwachung der Radioaktivität der Luft werden heute von einer Reihe von Firmen hergestellt. Ein kontinuierlich ablaufendes Filterpapierband wird vom Luftstrom durchsetzt und anschließend gemessen. Die Meßwerte werden laufend registriert. Weitere ausführliche Beschreibungen von Strahlenschutzmeßgeräten finden sich bei FASSBENDER (41).

Ferner sei auf das eben erschienene Buch von JAEGER über die Prinzipien und Methoden der Dosimetrie und des Strahlenschutzes verwiesen (42).

III. Gesundheitsüberwachung

In allen Empfehlungen, Richtlinien und Verordnungen zum Strahlenschutz wird darauf hingewiesen, daß Personen, die mit Strahlenarbeit beschäftigt sind, einer besonderen Gesundheitsüberwachung und -fürsorge bedürfen. Auch der Entwurf der 1. Strahlenschutzverordnung der Bundesrepublik stellt bestimmte Forderungen in dieser Hinsicht. Im folgenden werden nur die allgemeinen Prinzipien der Gesundheitsüberwachung dargestellt. In welchem Ausmaß und mit welcher Auswahl das Empfohlene jeweils Anwendung findet, das richtet sich nach dem möglichen Gefährdungsgrad der Beschäftigten und nach den regional oder institutionell geltenden Vorschriften. Es sei an dieser Stelle auf ein Merkblatt der Deutschen Gesellschaft für Arbeitsschutz zur ärztlichen Überwachung von Beschäftigten in Strahlenbetrieben hingewiesen (43).

1. Ärztliche Untersuchungen

Neben der laufenden Überwachung und Registrierung der Strahlenbelastung sollen ärztliche Untersuchungen garantieren, daß Personen, die auf Grund ihres Gesundheitszustandes ungeeignet sind, von der Strahlenarbeit ausgeschlossen werden, daß die Strahlenbelastung auf ein Minimum beschränkt bleibt und daß jede Überexposition und jeder Strahlenschaden frühzeitig aufgedeckt und bekämpft werden.

Die ärztlichen Aufgaben bei der Überwachung des Personals in einem Radioisotopen-Laboratorium decken sich zunächst mit denen üblicher betriebsärztlicher

und gewerbehygienischer Praxis und erfordern darüber hinaus Sondermaßnahmen, die sich aus den besonderen Belangen des Strahlenschutzes ergeben.

Die ärztlichen Untersuchungen sind von einem Arzt durchzuführen, der dazu von einer nach dem Landesrecht zuständigen Behörde ermächtigt ist.

Durch eine Einstellungsuntersuchung sollen physisch und psychisch ungeeignete Personen für dauernd oder auf Zeit von der Strahlenarbeit im ganzen oder von besonderen Beschäftigungsarten ausgeschlossen werden. Bei den übrigen Personen soll der Normalstatus im Hinblick auf mögliche spätere strahlenbedingte Veränderungen ermittelt werden. Die Untersuchung soll nicht mehr als 2 Monate vor der beabsichtigten Einstellung angesetzt werden.

Während der Beschäftigungszeit ist der Gesundheitszustand laufend zu kontrollieren. Die Häufigkeit und Gründlichkeit solcher Routineuntersuchungen richten sich weitgehend nach den jeweiligen Arbeitsbedingungen und im übrigen nach den jeweils geltenden Vorschriften. Meistens sind halbjährliche Untersuchungen und Spezialuntersuchungen, wie Blutkontrollen, manchmal sogar in vierteljährlichen Abständen, vorgeschrieben, wobei Befreiungen von der Regel unter besonders günstigen Arbeitsverhältnissen ausdrücklich eingeholt werden müssen. In manchen Institutionen wird die Häufigkeit der ärztlichen Untersuchungen und die Einbeziehung spezieller Untersuchungsmethoden nach dem Alter gestaffelt, indem z. B. vom 40. Lebensjahr ab eingehendere Kreislaufuntersuchungen mit EKG gefordert und die Abstände zwischen den einzelnen Untersuchungen mit zunehmendem Alter verkürzt werden (102).

Zusätzliche Untersuchungen können nötig werden beim Auftreten von Krankheiten oder beim Verdacht auf Überschreitung der maximal zulässigen Strahlenbelastung und sind unbedingt notwendig, wenn bei einer kurzzeitigen Exposition die Dosis über das hinausgeht, was bei normalen Arbeitsbedingungen in fünf Jahren zulässig ist, bei jedem anderen Strahlenunfall oder wenn ein Verdacht auf Inkorporation radioaktiver Substanzen besteht. Schließlich können auch durch die Aufsichtsbehörde bei besonderen Verhältnissen im Betrieb oder bei einem Wechsel der Arbeitsbedingungen zusätzliche ärztliche Untersuchungen angeordnet werden, wenn eine unmittelbare Gefahr für den Beschäftigten, Dritte oder die Allgemeinheit vorliegt.

Bei Beendigung der Strahlenarbeit oder einem Ausscheiden des Beschäftigten ist eine Abschlußuntersuchung zweckmäßig und bei einer nennenswerten Strahlenbelastung während der Beschäftigungszeit kann auch eine ärztliche Kontrolle längere Zeit über die Beendigung des Arbeitsverhältnisses hinaus notwendig sein.

Ausnahmen von den Vorschriften über die ärztliche Überwachung sind bei gelegentlicher Strahlenarbeit möglich, wenn diese nicht länger als insgesamt 4 Monate dauert.

Wenn auch die ärztliche Überwachung primär dem Wohl des Einzelnen dient, sollte sie doch auch im Hinblick darauf durchgeführt und modifiziert werden, daß statistisches Material über Bevölkerungsgruppen mit unterschiedlich hoher Strahlenbelastung eine große wissenschaftliche und hygienische Bedeutung hat.

Die *Anamnese* soll sich im Hinblick auf mögliche somatische und genetische Strahlenschäden intensiver, als es in der betriebsärztlichen Praxis üblich ist, um die Erfassung erblicher Krankheiten und maligner Erkrankungen, vor allem der Leukämie, bei allen bekannten Familienangehörigen des Beschäftigten bemühen. Ebenso sollen möglichst alle Daten über Zahl der Kinder, Fehl- und Frühgeburten und nichterbliche angeborene Fehler in den verschiedenen Generationen ermittelt werden. Die individuelle Anamnese soll besonders eingehend sein hinsichtlich solcher Erkrankungen, die entweder eine besondere Strahlenempfindlichkeit bedingen können oder eine Ähnlichkeit mit Strahlenschäden haben, wie allgemeine

konstitutionelle Schwäche, vegetative Dystonie, akute und chronische Hautkrankheiten, Lichtüberempfindlichkeit, allergische Dispositionen, Augenveränderungen, besonders Katarakte, Blutkrankheiten, wie Anämie, Leukämie und Gerinnungsstörungen sowie Störungen der Genitalfunktionen. Bei der beruflichen Anamnese ist jede Form früherer Strahlenbelastung, möglichst unter Ermittlung der bisher akkumulierten Dosis, und jede andere berufliche Exposition gegenüber Noxen, vor allem solchen, die in irgendeiner Weise als radiomimetisch angesehen werden können (Benzol, carcinogene Stoffe), zu berücksichtigen.

Auch die bisherige Belastung durch strahlendiagnostische oder -therapeutische Maßnahmen sollte registriert werden (wird jedoch nicht zur beruflich akkumulierten Dosis addiert).

Die Untersuchung selbst soll in ähnlichem Sinne wie die Anamnese nach den Richtungen hin intensiviert oder erweitert werden, die im Hinblick auf mögliche Strahlenwirkungen von Bedeutung sind. Besonders gründlich sollte also neben dem Allgemeinstatus der Status derjenigen Organe erfaßt werden, deren Störung ein Hindernis für Strahlenarbeit oder eine Folge der Strahleneinwirkung sein könnte.

Je nach den besonderen Erfordernissen ist demnach die übliche betriebsärztliche Untersuchung durch Spezialuntersuchungen zu ergänzen, wobei hämatologische, dermatologische, ophthalmologische und unter Umständen auch psychiatrisch-neurologische und gynäkologische Untersuchungen zu nennen sind. Bei röntgenologischen Untersuchungen ist im Hinblick auf die damit verbundene zusätzliche Strahlenbelastung eine gewisse Sparsamkeit ohne übertriebene Ängstlichkeit am Platze.

Der Blutstatus soll außer der Blutsenkungsgeschwindigkeit, den Hämoglobin- und Hämatokritwerten, den Erythrocyten- und Leukocytenzahlen und dem Differentialblutbild nach Möglichkeit auch Reticulocyten- und Thrombocytenzahlen, Blutungszeit und Gerinnungsteste (Thromboelastogramm) und die Morphologie der einzelnen Blutelemente umfassen. Zu einer genaueren Prüfung in allen fraglichen Fällen oder zur wissenschaftlichen Auswertung ist eine dreimalige Untersuchung in mehrtägigen Abständen ratsam. Zur Herabsetzung der Fehlerquellen empfiehlt es sich, die Proben der einzelnen Beschäftigten stets mit den gleichen Pipetten zu entnehmen. Auffällige Änderungen des Blutbildes machen Wiederholungen der Untersuchung in kürzeren als den üblichen Abständen notwendig, unabhängig davon, ob sie strahleninduziert oder anderweitig verursacht sind.

Von Knochenmarksuntersuchungen wird man im allgemeinen absehen, außer in Fällen einer schweren Überexposition.

Die Reaktion des peripheren Blutbildes kann immer noch als der in der Praxis brauchbarste Test auf eine Strahlenbelastung angesehen werden. Dabei muß jedoch betont werden, daß weder eine einmalige Überbestrahlung, selbst mit 25 r, noch eine längere Überschreitung der maximal zulässigen Wochendosis unbedingt im Blutbild zu bemerken sind. Die individuellen und zeitlichen Schwankungen um die Normalwerte sind so groß, daß geringe strahleninduzierte Abweichungen überdeckt werden können. Aus diesen Gründen wurde verschiedentlich der Wert der Blutbilduntersuchung für die Strahlenschutzüberwachung überhaupt bestritten. Auf der anderen Seite aber hat sich gezeigt, daß bei regelmäßiger Untersuchung und kritischer Auswertung durch geschulte Kräfte sehr wohl gewisse Aufschlüsse über das Maß der Strahlenbelastung zu gewinnen sind, wenn auch individuelle Untersuchungen weniger deutliche Ergebnisse zeitigen als die statistischen Durchschnittswerte eines größeren Personals.

Allgemein wird als frühestes Symptom einer Überbelastung ein Absinken der Lymphocytenwerte, dann erst der übrigen weißen Blutkörperchen anerkannt. Auch eine Verminderung der Thrombocyten gilt als brauchbares diagnostisches Zeichen (44). Bei akuter Überbestrahlung wird meist eine stunden- oder tagelang anhaltende Granulocytose beobachtet. Eine zeitweilige Vermehrung der Eosinophilen kann bei Ausschluß allergischer Reaktionen ebenfalls Ausdruck einer Strahleneinwirkung sein. Die Erythrocytenwerte sinken entsprechend der langen mittleren Lebensdauer dieser Zellart sehr spät und träge ab. Von verschiedenen Autoren

wird auf morphologische Veränderungen der einzelnen Blutzelltypen hingewiesen, die zwar nicht als pathognomonisch für einen Strahlenschaden angesehen werden, aber doch bei Ausschluß anderer Erkrankungen gewisse Hinweise geben. So wird das vermehrte Auftreten von doppelbrechenden Neutralrotkörperchen im Plasma der Lymphocyten (45) und eine Zunahme abnormer Monocyten (46) und unreifer Blutzellen (47) beschrieben. Insbesondere konnte INGRAM (48, 49) in sehr ausgedehnten Untersuchungen an strahlenbelasteten Personen zeigen, daß die Zahl der doppelkernigen Lymphocyten bei chronischer Strahlenbelastung zunimmt. Nach CHAMBERLAIN (50) soll schon nach einer Dosis von 50 r eine Verlängerung der Prothrombinzeit über 30 sec beobachtbar sein.

Die dermatologische Spezialuntersuchung soll jegliche Form akuter oder chronischer entzündlicher oder trophischer Hautveränderungen erfassen, welche die Strahlenarbeit, besonders die Handhabung von offenen radioaktiven Präparaten, erschweren oder unmöglich machen, die Strahlenempfindlichkeit der Haut erhöhen könnten oder selbst als Strahlenschaden angesehen werden könnten. Die Capillarmikroskopie des Nagelfalzes (51—53) zeigt bei Radiologen häufiger und in früherem Alter als bei anderen Menschen Gefäßanomalien, jedoch ohne daß diese als charakteristisch bezeichnet werden könnten. Mit dem Fingerabdruckverfahren [Anfeuchten mit photographischer Fixiersalzlösung, Abdruck auf Kopierpapier (54) oder plastischer Abdruck in Wachs] lassen sich trophische Störungen frühzeitig entdecken. Ein frühes Zeichen von Strahlenschädigung soll das ungleiche Tastempfinden der Fingerspitzen sein. Bereits ausgeprägtere Schäden sind Brüchigkeit, Riffelung und Spaltung der Fingernägel, atrophische, chronisch entzündliche und ulceröse Hautveränderungen, Epilationen und Pigmentverschiebungen und schließlich der charakteristische Strahlenkrebs der Haut.

Obwohl die Erzeugung von Linsenkatarkten eine gefürchtete Folge der Strahleneinwirkung ist, ist unter den üblichen Bedingungen eines Radioisotopen-Laboratoriums diese Gefahr kaum gegeben. Die Angaben über den Schwellenwert zur Erzeugung einer Linsentrübung, die das Sehvermögen merklich beeinträchtigt, liegen zwischen 100—500 rad. Nur unter ganz außergewöhnlichen Verhältnissen wäre eine Strahlenbelastung der Augen in dieser Höhe möglich. Eine ernste Gefahr stellt jedoch der Umgang mit Neutronenquellen dar, da die relative biologische Wirksamkeit von Neutronen im Hinblick auf die Kataraktbildung bei etwa 14 liegt. Dennoch empfiehlt es sich, auch ohne Verdacht auf eine besondere Strahlenbelastung, die Augen in Abständen von etwa 2 Jahren fachärztlich zu untersuchen.

Weitere Spezialuntersuchungen ergeben sich je nach Lage des Falles. Die Einstellungs- und Zwischenuntersuchungen von Frauen sollen zumindest anamnestisch Cyclusstörungen und sonstige Störungen der Genitalfunktionen erfassen. Gynäkologische Spezialuntersuchungen werden nur in Ausnahmefällen nötig sein. Cyclusstörungen durch Strahleneinwirkung können nicht als typische Berufserkrankungen angesehen werden, werden aber erfahrungsgemäß recht häufig von psychisch labilen Frauen vermutet. Wegen der hohen Empfindlichkeit des embryonalen Organismus gegenüber einer Strahleneinwirkung ist es nötig, jede Schwangerschaft so früh wie möglich zu erfassen.

Aus verständlichen Gründen kann die Untersuchung der äußerst strahlenempfindlichen Spermio-genese höchstens in Fällen starker Überbestrahlung durchgeführt werden.

Unter den routinemäßigen Laboratoriumsuntersuchungen ist die übliche Urinanalyse (Spez. Gewicht, Eiweiß, Zucker, Gallenfarbstoffe) zu nennen. Biochemische Tests auf Substanzen, die nach akuter Überbestrahlung vermehrt ausgeschieden werden (Aminosäuren, Coproporphyrin) sind noch nicht so weit entwickelt, daß sie für die Routine empfohlen werden können, und bleiben vorläufig noch eine Angelegenheit wissenschaftlichen Interesses.

Bei einer Beschäftigung, die mit einer Gefährdung durch radioaktive Staube, Gase oder Dämpfe verbunden sein kann, empfiehlt sich eine eingehende Untersuchung der Atemfunktion (Vitalkapazität).

Bei Verdacht auf Inkorporation von osteotropen Radionukliden kann eine röntgenologische Untersuchung der Knochenstruktur erst schwere Schäden aufdecken. Zur Sicherheit empfiehlt es sich aber bei Personen, die in Zukunft mit solchen Substanzen arbeiten sollen, den Ausgangsbefund festzuhalten.

Auf die besonderen diagnostischen Maßnahmen zur Erfassung des akuten Strahlensyndroms kann in dieser Abhandlung nicht eingegangen werden; es muß auf entsprechende Übersichtsarbeiten, wie die von CRONKITE und BOND (55) verwiesen werden.

Die wichtigste Aufgabe der ärztlichen Untersuchung, nämlich die Ausscheidung von Personen, die zeitweilig oder dauernd für die Strahlenarbeit ungeeignet sind aus dem Bereich, in dem mit radioaktiven Nukliden umgegangen wird, ist besonders verantwortungsvoll und zugleich recht problematisch. Einerseits kann diese Entscheidung für den Betroffenen schwerwiegende berufliche Folgen haben, andererseits aber kann uns die Strahlenpathologie nur bei wenigen Krankheiten sagen, ob sie mit einem erhöhten Strahlenrisiko verbunden sind und damit für die Strahlenarbeit ungeeignet machen. Nach älteren Empfehlungen und nach dem erwähnten Merkblatt der Deutschen Gesellschaft für Arbeitsschutz kommen für eine Beschäftigung in Strahlenbetrieben im allgemeinen nicht in Betracht Personen mit einer bereits bestehenden Strahlenschädigung, mit Erkrankungen des Blutes oder der blutbildenden Organe, insbesondere infolge einer Benzolvergiftung, mit chronischen oder rückfälligen Infektionskrankheiten, chronischen Erkrankungen der Atmungsorgane, Nierenerkrankungen, ausgeprägten Herz- und Kreislaufstörungen, Erkrankungen des Zentralnervensystems, chronischen oder rezidivierenden Hautkrankheiten, Erkrankungen des Stoffwechsels oder der innersekretorischen Drüsen, vegetativer Dystonie und Störungen des Seh-, Riech- und Hörvermögens.

Diese Aufzählung umfaßt also praktisch Krankheiten und Leiden, die auch sonst ein Hindernis für eine Tätigkeit mit besonderen psychischen oder physischen Anforderungen darstellen. Keine der Erkrankungen ist als ausgesprochene Gegenindikation gegen die Strahlenarbeit anzusehen, vor allem wenn die Strahlenbelastung im Betrieb die maximal zulässigen Dosen nicht überschreitet. Aber in jedem Einzelfall wird in Abhängigkeit von der geplanten Tätigkeit ein strengerer Maßstab angelegt werden müssen als er bei vergleichbarer Tätigkeit ohne Strahlenrisiko nötig ist.

Nach den meisten gültigen Strahlenschutzverordnungen dürfen Personen unter 18 Jahren nicht bei Strahlenarbeiten beschäftigt werden. Wenn auch keine eindeutigen Fakten bekannt sind, welche auf eine generell erhöhte Empfindlichkeit jüngerer Menschen gegenüber den beruflich zu erwartenden Strahlenbelastungen schließen lassen, und die Festsetzung eines Grenzalters eine gewisse Willkürlichkeit bedeutet, so ist doch schon allein deswegen an dieser Regelung festzuhalten, weil eine Beschäftigung jüngerer Leute die genetische Belastung der Gesamtbevölkerung während des jeweiligen generationsfähigen Alters ansteigen ließe. Die Empfehlungen der I.C.R.P. über die maximal zulässige akkumulierte Dosis gehen davon aus, daß niemand vor dem 18. Lebensjahr eine berufliche Strahlenbelastung erfährt. Im übrigen kann man sagen, daß gerade zum Umgang mit radioaktiven Substanzen eine gewisse geistige Reife gehört, so daß die Festlegung eines Mindestalters auch von diesem Standpunkt aus berechtigt ist.

Wegen der bereits erwähnten besonderen Strahlenempfindlichkeit der Leibesfrucht sollen schwangere Frauen von der Strahlenarbeit ausgeschlossen

werden. Dabei ergibt sich aber die Schwierigkeit, daß die empfindlichsten Phasen der Embryonalentwicklung in die ersten Wochen fallen, also gerade in eine Zeit, in der die Schwangerschaft meistens noch nicht erkannt ist. Verschiedentlich wurden deshalb generelle Bedenken gegen Strahlenarbeit von Frauen im generationsfähigen Alter erhoben. Sicherlich läßt sich ein solch rigoroser Standpunkt nicht in Vorschriften festlegen, jedoch sollte der verantwortliche Arzt sich dieser Gefahr bewußt sein, und er sollte sie zum Gegenstand einer ärztlichen Belehrung für weibliche Beschäftigte machen, um die Gefahr einer Exposition während der Schwangerschaft auf ein Minimum herabzusetzen. Mit Arbeiten, bei denen eine erhöhte Unfallgefahr mit Überschreitung der maximal zulässigen Dosiswerte besteht, sollten Frauen unter 45 Jahren nicht beschäftigt werden.

Jede ärztliche Untersuchung soll unter gleichzeitiger Berücksichtigung der Befunde und der Ergebnisse der Strahlenschutzmessungen zu einer Entscheidung darüber führen, ob der Betreffende für die Strahlenarbeit a) geeignet, b) bedingt geeignet und c) temporär oder dauernd ungeeignet ist.

Würde die für einen bestimmten Zeitraum maximal zulässige Dosis überschritten, oder droht eine solche Überschreitung bei Einhaltung der bisherigen Arbeitsbedingungen, so gehört es zu den ärztlichen Aufgaben, zu veranlassen, daß die weitere Strahlenbelastung auf ein Minimum reduziert wird. In den seltensten Fällen wird die ärztliche Entscheidung einem völligen Arbeitsverbot entsprechen. Meistens wird es sich darum handeln, bisherige unzweckmäßige Arbeitsbedingungen zu verbessern oder ein zeitweiliges Aussetzen der Strahlenarbeit zu veranlassen. Analoges gilt für eine festgestellte Inkorporation radioaktiver Substanzen.

2. Physikalische Messungen zum Nachweis inkorporierter Radionuklide

Wenn vermutet werden muß, daß ein Beschäftigter während seiner Tätigkeit in einem Strahlenbetrieb radioaktive Stoffe in den Körper aufgenommen hat, die ihn oder andere Personen gefährden können, so ist die notwendige ärztliche Untersuchung durch physikalische Messungen zu ergänzen, die Aufschluß über Art und Menge der inkorporierten Substanzen und die Größe der zu erwartenden Ablagerungen im Körper geben. In Deutschland hat RAJEWSKY (56, 57) auf diesem Gebiet bereits seit 20 Jahren wertvolle Pionierarbeit geleistet. Speziell zur Diagnostik von Radiumvergiftungen beim Menschen wurden von ihm und seinen Mitarbeitern Meßmethoden und Geräte entwickelt und seit 1940 an einer Untersuchungsstelle zur Diagnostik von Radiumvergiftungen am Max-Planck-Institut für Biophysik in Frankfurt/Main angewandt.

a) Messung der aus dem Körper austretenden γ -Strahlung

Die neuen Methoden zur Messung der Radioaktivität des lebenden Organismus werden im folgenden etwas ausführlicher besprochen, als es die Praxis des üblichen Radioisotopen-Laboratoriums notwendig macht, da erstens doch damit zu rechnen ist, daß in Zukunft zum mindesten an größeren radiologischen Zentren solche Anlagen errichtet und damit auch für Strahlenschutzmessungen zur Verfügung stehen werden, und da zweitens bei der wachsenden Bedeutung dieser Methoden für die biologisch-medizinische Forschung und die Klinik ihre Kenntnis nützlich ist.

EVANS (58) hat schon 1937 versucht, mit einer einfachen Zählrohranordnung das im Körper radiumvergifteter Personen abgelagerte Radium (^{226}Ra) durch Messung der austretenden γ -Strahlung zu bestimmen. Die Nachweisgrenze der Apparatur lag bei 10^{-7} g ^{226}Ra . Auf Veranlassung von RAJEWSKY wurde etwa zur gleichen Zeit von FRANKE (59) eine empfindliche große Ionisationskammer-Anordnung für den gleichen Zweck gebaut. Zum Nachweis inkorporierter γ -Strahler

wurden von BURCH und SPIERS in Großbritannien (60, 61, 62) und von SIEVERT in Schweden (63, 64) z. T. mit beträchtlichem Aufwand große Anlagen erstellt, in denen mit Hochdruck-Ionisationskammern die aus dem gesamten Körper austretende γ -Strahlung gemessen wird. Die Sievertsche Anlage wurde in einen Felsenkeller (50 m Tiefe) bei Stockholm eingebaut, um den Einfluß der kosmischen Strahlung herabzusetzen. Um die γ -Strahlung des umgebenden Gesteins zu vermindern, wurden die Wände des Laboratoriums aus wassergefüllten Eisenbehältern (1 m Dicke) zusammengesetzt. Das Laboratorium wird außerdem mit gut gefilterter, möglichst

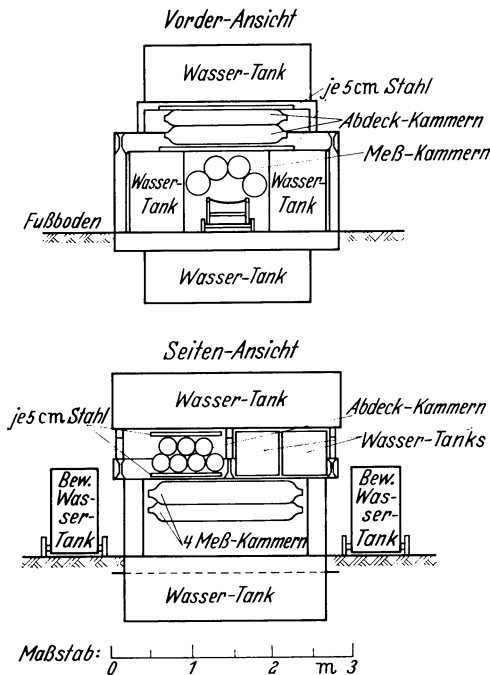


Abb. 15. Schema einer Anlage mit Hochdruck-Ionisationskammern zur Messung der Körper- γ -Strahlung [nach BURCH und SPIERS (60)]

von Radon und seinen Folgeprodukten befreiter Luft ventiliert. Die zu messende Versuchsperson wird zwischen die großen Hochdruckionisationskammern (12 zylindrisch angeordnete Kammern von 2 m Länge und 40 cm Durchmesser, gefüllt mit Stickstoff oder Kohlendioxyd, 20 Atm. Druck) eingeschoben. Bis zum Jahre 1956 hatte SIEVERT mit dieser Anlage schon mehr als 500 Personen untersucht (65). Die maximale Fehlerbreite der Apparatur liegt bei $\pm 10^{-9}$ g Radium- γ -Äquivalenz. Abb. 15 zeigt schematisch den Aufbau einer von SPIERS und BURCH (Department of Medical Physics, University of Leeds, England) betriebenen, nach dem gleichen Prinzip arbeitenden Anlage. Die Meßperson wird unter die 4 Meßkammern (Stahlzylinder von 2 m Länge und 30 cm Durchmesser, gefüllt mit Stickstoff, 13,5 Atm. Druck) eingefahren. 7 Abdeckkammern, die mit den Meßkammern in einer Kompensationschaltung verbunden sind, dienen dazu, den systematischen Schwankungen

der Intensität der kosmischen Strahlung entgegenzuwirken. Die Gasdrücke in diesen Kompensationskammern sind so justiert, daß der differentielle Strom nur wenig durch die Variationen der kosmischen Strahlung beeinflusst wird. Die Kalibrierung der Apparatur wird mit Lösungen γ -strahlender Nuklide in Phantomen durchgeführt. Zur Messung der γ -Strahlung des natürlicherweise im Körper des Menschen vorhandenen radioaktiven Kaliumisotops ^{40}K kann die Kalibrierung auch mit Lösungen des künstlich radioaktiven ^{42}K (Halbwertszeit 12,5 Std.) vorgenommen werden. Die Quantenenergien der γ -Strahlung von ^{42}K (1,51 MeV) und von ^{40}K (1,46 MeV) liegen so nahe beieinander, daß die Verhältnisse der inneren Absorption der Strahlung nahezu identisch sind. Bei einer Meßzeit von 2 Std. liegt bei Messung einer nicht kontaminierten Person der mittlere Fehler bei $\pm 15\%$ der normalen γ -Strahlenaktivität des menschlichen Körpers, die $2 \cdot 10^{-9}$ C ^{226}Ra äquivalent ist. Die neueste Entwicklung führte zum Bau von Ganzkörperzählern, bei denen die Ionisationskammern durch Szintillationszähler ersetzt wurden. Nach Vorarbeiten von REINES et al. (66) wurde am "Los Alamos Scientific Laboratory" der Universität von Kalifornien ein mit flüssigem Szintillator

arbeitender, hochempfindlicher "human counter" gebaut (67, 68). Abb. 16 zeigt diese Apparatur. Im Zylindermantel des Hohlzylinders (Länge 1,80 m, Außendurchmesser 0,75 m, Innendurchmesser 0,45 m) befindet sich eine für γ -Strahlung hochempfindliche Szintillatorflüssigkeit (etwa 636 l). 108 Photovervielfacher (12 Reihen à 9 Stück), über den gesamten Umfang des Zylinders verteilt, sind in Glasfenster eingesetzt und befinden sich somit in optischem Kontakt mit dem flüssigen Szintillator. Die in diesem bei der Absorption der γ -Strahlung ausgelösten Lichtblitze werden in den Photovervielfachern in elektrische Spannungsimpulse umgewandelt und über eine entsprechende Elektronik verstärkt und

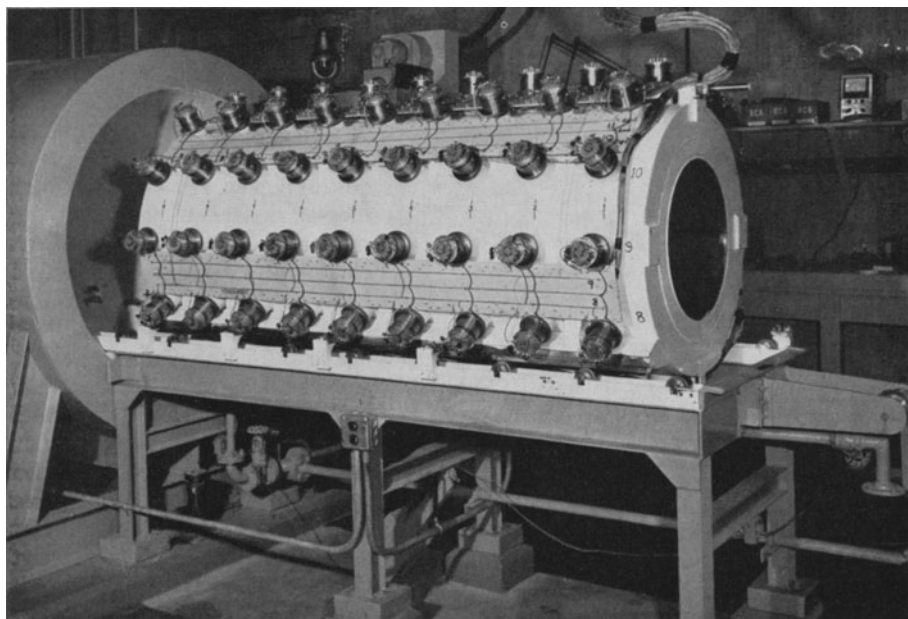


Abb. 16. Los-Alamos Human Counter. Der Meßzylinder befindet sich außerhalb der Bleiabschirmung [nach ANDERSON et al. (67, 68)]

registriert. Die Meßperson wird auf einem Bett in den Meßzylinder eingeschoben und bei 4π -Geometrie gemessen. Zur Herabsetzung des Nulleffektes befindet sich der Meßzylinder innerhalb einer zylindrischen Bleiabschirmung von 12 cm Wandstärke und einem Gesamtgewicht von 20 t. Mit diesem Ganzkörperzähler ist es möglich, bei nicht kontaminierten Personen die natürliche γ -Strahlenaktivität des körpereigenen Kaliums innerhalb von 100 sec auf $\pm 5\%$ genau zu messen. Bei der Personenmessung ist die Meßgrenze durch die Unsicherheit der Kenntnis des jeweiligen ^{40}K -Pegels gegeben. Wenn diese Unsicherheit 50% beträgt, liegt die Nachweisgrenze bei 5% der höchstzulässigen Menge ^{226}Ra im Gleichgewicht mit seinen Folgeprodukten (d. i. 5% von $10^{-7}\text{ C }^{226}\text{Ra} = 5 \cdot 10^{-9}\text{ C }^{226}\text{Ra} + \text{Folgeprodukte}$), bei 3% der höchstzulässigen Menge ^{131}I und bei 0,01% derjenigen von ^{24}Na und ^{99}Mo . Wenn der ^{40}K -Gehalt auf 5% genau angegeben werden kann, ist die Empfindlichkeit 10mal höher. Die genannten Werte der Empfindlichkeit gelten für Meßzeiten von 2 min. Ablagerungen von ^{90}Sr im Menschen können über die Messung der durch die β -Strahlen im Körper ausgelösten Röntgen-Bremsstrahlung ebenfalls im human counter nachgewiesen werden. Die Meßgrenze liegt hierbei allerdings zunächst noch sehr hoch, nämlich gerade in der Größenordnung der

höchstzulässigen Menge ($1 \mu\text{C}$). Der human counter kann auch dazu dienen, die bei Überexposition mit thermischen Neutronen applizierte Körperdosis zu bestimmen. Neutronen aktivieren das Natrium im Körper (Entstehung von ^{24}Na) proportional zur Dosis. Es läßt sich abschätzen, daß eine akute Bestrahlung mit thermischen Neutronen in der Größenordnung von $0,3 \text{ rad}$ eine im human counter meßbare ^{24}Na -Aktivität erzeugt. In einer neuen Arbeit berichten MAYS et al. (69) über Messungen der Bremsstrahlung nach Injektion von ^{90}Sr bei Hunden ebenfalls im Ganzkörper- γ -Zähler. Die Nachweisgrenze lag bei diesen Messungen bei $0,1 \mu\text{C}$ [Vgl. auch (118).] Der Los Alamos-Ganzkörperzähler wurde inzwischen weiterentwickelt. In der wissenschaftlichen Ausstellung der Genfer Atomkonferenz (September 1958) wurde ein neues, wesentlich einfacheres Modell vorgeführt, bei dem die zu messende Person

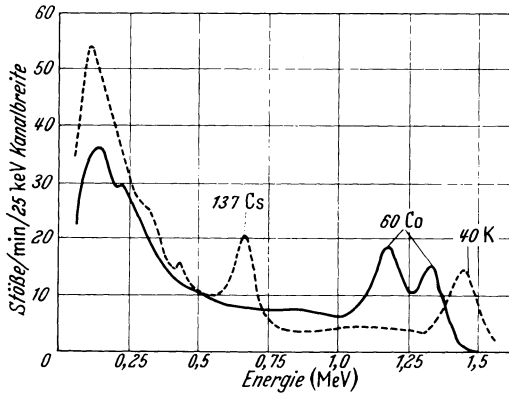


Abb. 17. γ -Spektren, aufgenommen mit einem "human counter", der mit großem NaJTI-Kristall bestückt ist. Die gestrichelte Kurve stellt das „Netto“-Spektrum einer typischen normalen, d. h. nicht kontaminierten Person dar; die ausgezogene Kurve ist das γ -Spektrum einer Person, die mit $8 \cdot 10^{-6}\text{C}$ ^{60}Co kontaminiert war, nach Subtraktion der Nullanzeige der Apparatur und der normalen ^{137}Cs - und ^{40}K -Spektren dieser Person [nach MILLER et al. (76)]

über eine Treppe in das Meßvolumen einsteigt und dort in bequemer vertikaler Stellung (2π -Geometrie) während der Meßzeit verbleiben kann. 16 große Photovervielfacher von 40 cm Durchmesser bedecken bei dem neuen Zählertyp 13% der Wandfläche eines Halbzylinders, während die 108 Vervielfacher des ersten Typs (je 5 cm Durchmesser) nur 1,6% der Wandfläche einnehmen. Eine Beschreibung des neuen Zählers und eine Tabelle, in denen die wichtigsten Daten der neuen mit denen der älteren Konstruktion verglichen werden, finden sich bei ANDERSON, HAYES und HIEBERT (70). Das in Genf gezeigte Gerät wurde inzwischen im Medical Center der amerikanischen Armee in Landstuhl/Pfalz in Betrieb genommen. Im Argonne National Laboratory, Chicago, wurden von MARINELLI und MILLER (72–76), (116) Ganzkörperzähler gebaut, bei denen an Stelle des flüssigen Szintillators große, mit Thallium aktivierte Natriumjodidkristalle (maximal 40 cm Durchmesser und 10 cm Dicke) als Strahlendetektoren verwendet werden. Zur Herabsetzung der Dosis der natürlichen Umgebungs- γ -Strahlung ist die Meßapparatur in einer großen Stahlkammer untergebracht. Gegenüber dem Los Alamos-Typ hat der mit NaJTI-Kristallen bestückte Zähler den Vorteil einer wesentlich höheren Energieauflösung, so daß es möglich ist, mehrere γ -strahlende Nuklide im menschlichen Körper mittels eines γ -Spektrometers zu identifizieren. Allerdings sind die Meßzeiten dabei länger. Beim älteren Los Alamos-Typ müssen sich 2 γ -Linien in ihrer Energie mindestens um den Faktor 2 unterscheiden, damit sie noch aufgelöst werden können. Das neue, in Genf gezeigte Modell hat allerdings ein besseres Auflösungsvermögen.

In Abb. 17 sind als Beispiel 2 γ -Spektren dargestellt, die mit einem mit großem NaJTI-Kristall bestückten human counter gemessen wurden, [vgl. auch (71) und (115)].

Der Ganzkörperzähler ist heute bereits ein unentbehrliches Hilfsmittel zur Messung inkorporierter radioaktiver Nuklide. Es ist daher anzustreben, daß auch in Deutschland in nächster Zeit in einigen zentralen Laboratorien solche Anlagen errichtet werden, damit sie gegebenenfalls für Strahlenschutzmessungen zur Verfügung stehen.

person über eine Treppe in das Meßvolumen einsteigt und dort in bequemer vertikaler Stellung (2π -Geometrie) während der Meßzeit verbleiben kann. 16 große Photovervielfacher von 40 cm Durchmesser bedecken bei dem neuen Zählertyp 13% der Wandfläche eines Halbzylinders, während die 108 Vervielfacher des ersten Typs (je 5 cm Durchmesser) nur 1,6% der Wandfläche einnehmen. Eine Beschreibung des neuen Zählers und eine Tabelle, in denen die wichtigsten Daten der neuen mit denen der älteren Konstruktion verglichen werden, finden sich bei ANDERSON, HAYES und HIEBERT (70). Das in Genf gezeigte Gerät wurde inzwischen im

b) Messung von gasförmigen radioaktiven Stoffen in der Ausatemungsluft

Im Körper abgelagertes Radium läßt sich dadurch feststellen, daß man die sich bei seinem Zerfall bildende Radiumemanation mit hochempfindlichen Elektrometeranordnungen in der aufgefangenen Ausatemungsluft nach RAJEWSKY (57), MUTH (77) oder EVANS (78) bestimmt. Die maximal zulässige Menge von Radium im Gesamtkörper beträgt $0,1 \mu\text{g}$. Dies würde bei einem durchschnittlichen Atemvolumen von 5 l/min und bei totaler Ausatmung der gebildeten Emanation eine Konzentration von $2,5 \cdot 10^{-12} \text{ C/l}$ Ausatemungsluft, und wenn nur 40 % des gebildeten Radons freigesetzt werden, 10^{-12} C/l Ausatemungsluft als maximal zulässigen Wert ergeben. Neuerdings wurden Meßanordnungen entwickelt, in denen Radon nach der Szintillationsmethode gemessen werden kann. Das Radon wird dabei in eine Kugel- oder Zylinderkammer aus Plexiglas überführt, deren Innenwand mit Szintillatorsubstanz belegt ist. Die durch die α -Teilchen des Radons und seiner Folgeprodukte ausgelösten Lichtblitze werden der Photokathode eines Photovervielfachers zugeführt, der mit der Meßkammer in Verbindung steht. Bei einem Meßvolumen von 2 l und einer Meßzeit von 4 Std. können $7 \cdot 10^{-14} \text{ C Radon/l}$ mit einem maximalen Fehler von $\pm 20\%$ nachgewiesen werden. Der elektronische Aufbau der Anordnung umfaßt neben dem Photovervielfacher mit Kathodenverstärker die für die Spannungsversorgung notwendigen Geräte sowie einen Verstärker und ein Zählgerät (79–82). KAUL konnte eine wesentliche Verbesserung durch Konstruktion einer Zylinderkammer mit Abscheideelektrode für die Folgeprodukte des Radons erreichen (83, 84), [vgl. auch (119)].

Die Erfassung von ^{14}C im CO_2 der Ausatemungsluft ist mit den in anderen Kapiteln beschriebenen Methoden möglich und erlaubt Rückschlüsse auf die bei akuter oder chronischer Exposition in den Körper aufgenommene und dort abgelagerte Menge des Radionuklids. Bei der Abschätzung der vor allem im Knochen abgelagerten Aktivitätsmengen sind Aufnahmemodus und Ausscheidungsrate zu berücksichtigen. Nach Injektion von ^{14}C in Bicarbonat und ebenso nach Einatmung von radioaktivem CO_2 werden über 99 % in wenigen Stunden wieder ausgeatmet. Aus Tierversuchen geht hervor, daß nach 12 Wochen nur noch 0,13 % der aufgenommenen Menge im Körper vorhanden und vorwiegend im Skelettsystem abgelagert sind. Über die Ausscheidungsrate, vor allem beim Menschen, ist noch wenig bekannt. Die Toxizität von ^{14}C und die physiologischen Daten, die zur Abschätzung inkorporierter Mengen notwendig sind, wurden u. a. von TABERN et al. (85), BRUES (86), GOVAERTS (87) und BUCHANAN et al. (88) besprochen.

c) Messung der Aktivität der Körperausscheidungen

Die zahlenmäßigen Unterlagen zur Abschätzung inkorporierter Radiummengen bzw. des Radiums, das nach Vergiftung im Körper verbleibt, aus den Ergebnissen der Aktivitätsmessungen an den Ausscheidungen in den ersten Tagen nach Inkorporation, sind von RAJEWSKY und MUTH (89), MUTH (90), sowie von SILBERSTEIN (91) und FINK (92) angegeben, wovon letzterer auch das Problem der Plutonium- und Poloniumvergiftung bearbeitet hat. Zur Abschätzung abgelagerter Radiummengen im Stadium der chronischen Vergiftung sind folgende Daten zu berücksichtigen: 6 Monate nach Vergiftung werden täglich 0,01 % des Körperadiums, d. h. von 10^{-7} C bis 10^{-11} C im Urin ausgeschieden. Nach mehreren Jahren beträgt dieser Wert nur noch 0,0005 % oder $5 \cdot 10^{-13} \text{ C}$ von 10^{-7} C . Nach der Emanationsmethode mit verfeinerten Meßinstrumenten können diese Aktivitätsmengen noch hinreichend genau erfaßt werden [EVANS (93), HURSH und GATES (94), HANTKE (95)]. Für Routinemessungen zur laufenden Überwachung von radiumverarbeitenden Personen haben RUSSELL, LESKO und SCHUBERT (96) eine

Methode angegeben, durch die der Radiumgehalt des Tagesurins nach chemischer Präzipitation mit hochempfindlichen α -Zählern gemessen wird und noch Aktivitäten von 10^{-13} C/l erfaßt werden. HARLEY und FOTI (97) kommen mittels chemischer Ausfällungsmethoden und Messung im Szintillationszähler zur gleichen Genauigkeit. Die Inkorporation und Ablagerung von künstlich radioaktiven Nukliden, vor allem von β -Strahlern, kann in verhältnismäßig einfacher Weise nach COWAN und WEISS (98) ermittelt werden. Die Urinmenge (besonders der ersten Tage nach Inkorporation) wird eingedampft und der Rückstand mit dem Glockenzähler gemessen. Der natürliche ^{40}K -Gehalt des Urins (im Durchschnitt etwa 94 Zerfallsakte/min/g Urinfests substanz) muß bei der Auswertung der Meßergebnisse berücksichtigt werden. Durch Ausfällen des Kaliums kann die Empfindlichkeit der Methode um den Faktor 10 und durch die Entfernung des Harnstoffs, der die Absorption der β -Strahlen im Rückstand erhöht, um den Faktor 2 verbessert werden. Einen wertvollen Überblick über die Anwendung der Analyse der Ausscheidungen zur Abschätzung der Ablagerung radioaktiver Nuklide im menschlichen Körper gibt LANGHAM (99). Er hat eine große Zahl von für die praktische Anwendung der Methode notwendigen Daten zusammengestellt (^3H , ^{239}Pu , ^{90}Sr). Die Ausscheidungskurven werden durch Potenzfunktionen dargestellt und die Methoden der mathematischen Analyse diskutiert. Auf eine neue Arbeit von STEWART (117) sei hier ebenfalls verwiesen. MORGAN (100) stellt für die maximal zulässige Konzentration U eines Radionuklids im Urin folgende Gleichung auf:

$$U = \frac{0,693 K Q m}{T_b V} \mu\text{C}/\text{cm}^3.$$

Dabei ist

Q = Konzentration des Radionuklids in $\mu\text{C/g}$ Gewebe, die die höchstzulässige Dosis in rad/Woche erzeugt,

m = die Masse des „kritischen“ Organs in Gramm (als kritisches Organ wird dasjenige Organ bezeichnet, welches auf Grund selektiver Ablagerung des Nuklids die größte Strahlenbelastung erfährt),

T_b = biologische Halbwertszeit in Tagen,

V = Urinausscheidung/Tag (ungefähr 1500 cm^3),

$K = f_u/f_o$, wobei f_u der Anteil der ausgeschiedenen Menge des Radionuklids ist, der im Urin erscheint, und f_o der Anteil der ausgeschiedenen Menge des Nuklids, der vom kritischen Organ kommt.

COWAN et al. (101) haben an Hand eines gut ausgewerteten Falles, bei dem ^{90}Sr in einer Lösung von SrCl_2 unglücklicherweise inhaliert wurde, die Meßmethoden zur Aktivitätsbestimmung im Urin und die Berechnungen der aufgenommenen und retinierten Menge des Nuklids eingehend dargestellt.

IV. Maßnahmen bei Unfällen

Unfälle mit Radionukliden können entweder zu einer akuten Überbestrahlung von außen oder zu einer Kontamination der Körperoberfläche oder des Körperinnern führen.

Eine akute Überbelastung von außen erfordert so lange eine ärztliche Überwachung, bis sich entweder die Strahleneinwirkung als unbedenklich erwiesen hat oder eine zweckmäßige Behandlung eingeleitet ist.

Die äußere oder innere Kontamination erfordert stets unmittelbare Sofortmaßnahmen, erstens um die Kontamination räumlich zu begrenzen und zweitens um möglichst schnell eine Dekontamination einzuleiten, die um so erfolgreicher ist, je schneller sie erfolgt.

1. Vorsorgliche Maßnahmen

Die für den Strahlenschutz verantwortliche Person sollte schon vor der Planung einer Arbeit mit radioaktiven Nukliden vorsorgliche Maßnahmen treffen, um bei einem Unfall wirksam eingreifen zu können.

Das Personal und vor allem ausgewählte Hilfskräfte sollen in der ersten Hilfe bei Strahlenunfällen geschult werden. Gefährliche Operationen, insbesondere in den Gefahrenklassen A und B, sollten nie durchgeführt werden, ohne daß jemand zur evtl. notwendigen Hilfeleistung in der Nähe ist.

Material für Erste-Hilfe-Maßnahmen, die von dem Verunglückten oder seinen Mitarbeitern durchgeführt werden können, soll im Radioisotopen-Laboratorium an leicht zugänglicher Stelle und deutlich gekennzeichnet zur Verfügung stehen. Zur Dekontamination und Ersten Hilfe sollte in größeren Laboratorien ein eigens eingerichteter Raum (102), in Laboratorien mit kleinerem Risiko ein Behelfsraum (Badezimmer) oder zumindest ein abgegrenzter Platz im Labor vorgesehen werden. Wie in chemischen Laboratorien empfiehlt sich eine Notdusche am Laborausgang. Für den Fall eines Brandes sollen Polizei und Feuerwehr über die besonderen Gefahrenquellen des Laboratoriums informiert sein.

2. Erste Hilfe und Dekontamination

Als erstes ist die Gefahrenquelle nach Möglichkeit abzustellen oder einzudämmen. Alle Personen sind aus dem Gefahrenbereich zu entfernen, ohne daß eine evtl. Kontamination dabei unnötigerweise weiter ausgebreitet wird. Die Gefahrenzone ist danach abzusperrn und zu kennzeichnen. Schon alle diese Maßnahmen sollen von einer Messung der Strahlendosen oder des Kontaminationsgrades begleitet sein, ohne daß dadurch die dringend notwendige Hilfsaktion verzögert wird.

Kontaminierte Kleidungsstücke sind vorsichtig zu entfernen. Radioaktive Flüssigkeit wird von der Haut mit Filterpapier oder anderem aufsaugenden Material entfernt, wobei stets darauf zu achten ist, daß die Substanz nicht auf unverseuchte Hautbezirke verteilt wird oder in Augen, Mund oder Nase gelangt. Wunden sind sorgfältig abzudecken. Anschließend werden die kontaminierten Körperteile gründlich mit Wasser gespült, ohne weitere Bereiche unnötig zu benetzen. Dann folgt gründliches Waschen der kontaminierten Stellen mit gut schäumender Seife und warmem Wasser für mindestens 3 min, Abspülen und Trocknen mit Papierhandtuch. Nach dieser Prozedur soll mit einem geeigneten Strahlenschutz-Meßgerät der Erfolg der Maßnahme kontrolliert werden. Wenn dabei noch ein zu hoher Kontaminationsgrad festgestellt wird (siehe S. 450), soll die betreffende Körperpartie erneut unter Zuhilfenahme einer weichen Bürste mit Wasser und Seife, einem milden Detergens oder auch einem absorbierenden Pulver behandelt werden. Stets ist darauf zu achten, daß die Haut nicht zu stark irritiert wird, damit nicht durch Erosionen die Aufnahme radioaktiver Substanzen in den Körper begünstigt wird. Bei ungenügendem Erfolg sollten weitere Maßnahmen nur unter Aufsicht eines Arztes erfolgen.

Unter den zahlreichen bisher empfohlenen Dekontaminationsmitteln, von denen keines als ideal anzusehen ist, ist eine Titandioxyd-Lanolin-Paste zu nennen, die auf die kontaminierte Stelle nach den vorher genannten Maßnahmen aufgetragen, für 2 min belassen und dann mit Wasser und Seife entfernt wird. Ferner wird empfohlen: Waschen mit einer gesättigten Lösung von Kaliumpermanganat und anschließend mit 5%iger Natriumbisulfatlösung (zur Behebung der Hautverfärbung) sowie Natriumcitrat, Natriumhypochlorid, verdünnter Salzsäure, Tartraten und grüner Seife zur Entfernung alkalischer Präcipitate. Weitere Rezepte und Methoden zur Dekontamination gibt TOMPKINS (103).

Stärker wirkende organische Lösungsmittel sollen auf jeden Fall vermieden werden, da durch die Entfettung der Haut die Resorption radioaktiver Substanzen gefördert wird.

An kontaminierten Stellen sollen Haare nur mit der Schere, nicht mit dem Rasiermesser entfernt werden. Bei Aufnahme radioaktiver Substanzen in den Mund und Verschlucken wird der Mund sofort gründlich gespült und versucht, durch Erbrechen den Mageninhalt zu entleeren. Der Arzt kann zu diesem Zweck Emetica verordnen oder den Magen aushebern.

Wenn radioaktive Aerosole oder Staube eingeatmet wurden, wird die Nase mechanisch oder durch Spülung gereinigt. Durch forciertes Husten soll möglichst viel von der inhalierten Substanz expectoriert werden. Die Haare am Naseneingang sollen entfernt werden. Von manchen Seiten wird ein Nasenspray mit vasoconstrictorischen Mitteln empfohlen.

Bei Ingestion soll der Arzt außer den oben genannten Maßnahmen nur mit gründlicher Kenntnis der Chemie versuchen, durch Zufuhr geeigneter Mittel von der Isotopen-Verdünnungsmethode Gebrauch zu machen oder die Resorption gelöster radioaktiver Substanzen durch geeignete Fällungsmethoden zu verringern. So wird die Anwendung von 10%igem Magnesiumsulfat, Magnesiumoxyd oder Aluminiumhydroxyd empfohlen. In letzter Zeit wird als nicht spezifisches Absorbens auch Zirkonoxyd verwendet. Im Falle einer Aufnahme von Strontium oder Radium in den Magen-Darm-Kanal kann Calciumphosphat die Resorption erheblich vermindern. Dazu kommt die Möglichkeit, geeignete Ionenaustauscher per os zu geben.

Auf alle diese Methoden soll hier nicht hingewiesen werden mit der Absicht, vereinfachte Rezepte zu geben, sondern nur, um den verantwortlichen Arzt auf diese Möglichkeiten aufmerksam zu machen, deren Anwendung stets ein sorgfältiges vorbereitendes Studium erfordert.

Bei jeder Verwundung im Radioisotopen-Laboratorium besteht die Gefahr, daß radioaktive Substanzen in die Wunde eingebracht werden und entweder im Wundbereich eine Strahlenschädigung verursachen oder resorbiert und an anderer Stelle im Körper abgelagert werden. Bei Verdacht auf radioaktive Kontamination muß die Wunde so schnell und so gründlich wie möglich mit Wasser gespült und ohne starke mechanische Irritierung zum Bluten gebracht werden. Anschließend kann die Wunde mit befeuchteten sterilen Tupfern gereinigt und mit physiologischer Kochsalzlösung gespült werden. Auch hier kann die Spülung mit Lösungen der stabilen Nuklide des gleichen Elementes vorgenommen werden. Wenn die Wunde stärker, insbesondere mit gefährlichen Radionukliden kontaminiert ist, kann eine Excision mit Kontrolle des Erfolgs durch geeignete Meßgeräte notwendig sein. Bei Verdacht auf Einführung größerer Mengen radioaktiver Substanz kann es zweckmäßig sein, bis zur radikalen Säuberung eine Abschnürbinde anzulegen. Auch hier hängt der Erfolg weitgehend von der Geschwindigkeit der ärztlichen Maßnahmen ab. Der Nachweis von α -Strahlern in der Wunde kann wegen der geringen Reichweite der Strahlung erschwert sein. Aktivitätsmessungen von Blutproben aus der Wunde können hier Hinweise geben.

Wenn Spritzer radioaktiver Lösungen oder radioaktiver Staub in die Augen geraten sind, so muß mit reichlichen Mengen von Wasser und solchen Lösungen, die vom ophthalmologischen Standpunkt aus geeignet sind, nachgespült werden. Dazu empfiehlt sich die Bereithaltung einer Augenbadewanne.

Bei der Entfernung von Fremdkörpern aus dem Auge ist stets daran zu denken, daß diese evtl. radioaktiv kontaminiert sind.

Der Erfolg der Dekontamination ist stets mit entsprechenden Meßgeräten zu kontrollieren.

Alle bei der Dekontamination verwendeten Mittel sind als kontaminiert zu betrachten und dementsprechend zu behandeln.

Führen die im Laboratorium durchgeführten Maßnahmen nicht zu einem ausreichenden Erfolg oder ist zu vermuten, daß der Betroffene bei dem Unfall eine zu hohe Strahlenbelastung erlitten hat, so kann eine Hospitalisierung, evtl. in einer Spezialklinik, notwendig sein. Insbesondere gilt das für den Fall, daß gefährliche Mengen radioaktiver Nuklide inkorporiert wurden.

Die Austreibung radioaktiver Substanzen, die nach Inhalation, Resorption durch den Magen-Darmkanal oder aus Wunden bereits über den Blutstrom in den Körper aufgenommen sind, stellt immer noch ein schwieriges wissenschaftliches Problem dar, und die meisten Mittel befinden sich noch in der Erprobung. Die aussichtsreichsten Behandlungsmethoden beruhen auf den Prinzipien der Isotopenverdünnung, der Zufuhr von inaktiven Elementen, die einem ähnlichen Stoffwechsel wie das inkorporierte Nuklid unterliegen, und der Anwendung von Komplexbildnern (104–112).

Die Behandlung von Patienten, die bei einem Unfall neben einer Überexposition oder einer radioaktiven Kontamination andere körperliche Schäden erlitten haben, kann ein besonderes Problem sein, insbesondere hinsichtlich des Primates der Sofortmaßnahmen. Abgesehen von der Behandlung lebensbedrohender Zustände, soll die Dekontamination den Vorrang haben.

Auch auf die Besprechung der lokalen und generalisierten und akuten Strahlenschäden und ihrer Behandlung muß in diesem Zusammenhang verzichtet werden [Näheres siehe in (55)]. Der zuständige Arzt muß wissen, daß bei einer kritischen Überexposition zunächst nur für physische und psychische Ruhe des Patienten zu sorgen ist, und daß alle weiteren Maßnahmen, wie weitgehende Asepsis, Behandlung mit antibiotischen Mitteln, zweckmäßige Ernährung, Aufrechterhaltung des gestörten Wasser- und Elektrolythaushaltes und Transfusionen, einer Spezialbehandlung in der Klinik überlassen werden können. Über diese symptomatische Behandlung hinausgehende Behandlungsmethoden der akuten Strahlenkrankheit, wie Knochenmarkstransplantationen oder spezifisch gerichtete chemische Therapieformen befinden sich erst in der Entwicklung und sollen vorläufig noch in den Händen der wenigen auf diesem Gebiet erfahrenen Forscher und Institutionen bleiben.

Alle Sofortmaßnahmen sollen begleitet sein von dem Bemühen, ein Bild über die empfangene Strahlendosis und das Ausmaß der Kontamination zu gewinnen, da alle weiteren Maßnahmen von der Kenntnis beider abhängen. Bei Inkorporation radioaktiver Substanzen kann es für eine spätere Rekonstruktion des Unfalles wünschenswert sein, Urin-, Stuhl- und Blutproben so früh wie möglich und über einen möglichst langen Zeitraum hinweg für spätere Messungen der Radioaktivität zu sammeln.

3. Dokumentation

Für jeden Strahlenarbeiter sollten die Ergebnisse der Gesundheitsüberwachung dokumentarisch festgehalten werden. Dabei soll verzeichnet werden:

- a) die Art und Dauer der Strahlenarbeiten mit Angabe der Strahlenarten und -qualitäten bzw. der Art der verwendeten Radionuklide, ihrer Aktivität, ihrer chemischen Form und andere Besonderheiten der Arbeitsbedingungen,
- b) die Strahlenbelastung, wie sie sich aus der Personendosismessung oder aus der Dosismessung am Beschäftigungsort ergibt,
- c) das Ergebnis physikalischer Messungen bei Inkorporation radioaktiver Substanzen,
- d) alle ärztlichen Befunde und
- e) alle ärztlichen Maßnahmen und Entscheidungen über die weitere Beschäftigung (Änderung der Arbeitsbedingungen, Verkürzung der Arbeitszeit, Urlaube usw.).

Insbesondere sind bei jeder Überschreitung der maximal zulässigen Dosis oder bei einem Unfall möglichst vollständig alle Daten festzuhalten, die für die Gesundheit des Betroffenen oder in Hinblick auf künftige Regreßansprüche von Bedeutung sein können. Stets ist, wie bereits erwähnt, im Auge zu behalten, daß die regelmäßige und vollständige Führung dieser Protokolle und ihre Aufbewahrung nicht nur für den einzelnen Strahlenarbeiter und den Betrieb, sondern auch vom gewerbehygienischen, bevölkerungshygienischen und wissenschaftlichen Standpunkt aus von großer Bedeutung sind. Eine Vereinheitlichung der Dokumentation ist von diesem Standpunkt aus besonders wünschenswert.

Literatur

1. BETHE, H., and W. HEITLER: Proc. Roy. Soc., Lond. **146** (A), 83—112 (1934).
2. HEITLER, W.: Quantum theory of radiation. Oxford: Clarendon Press 1954.
3. National Bureau of Standards, U.S. Dpt. of Commerce: Handbook 42: Safe Handling of Radioactive Isotopes, 1949.
4. MARLEY, W. G.: Safety precautions to be observed in handling radioactive isotopes. The origins and prevention of laboratory accidents. S. 49—60. Atomic Energy Research Establishment, Harwell, Library 1951.
5. BREITLING, G.: Fortschr. Röntgenstr. **85**, 453—456 (1956).
6. Recommendations of the International Commission on Radiological Protection. Brit. J. Radiol. Suppl. **6**, (1955). Deutsche Übersetzung veröffentlicht durch die Physikalisch-Technische Bundesanstalt, Braunschweig 1955.
7. SNYDER, and POWELL: Absorption of γ -rays. Suppl. **1**, to ORNL 421.
8. FEYDT, N.: Z. Techn. Hilfsw. **11**, 145 (1956). Der F. & H.-Strahlenschutz-Rechenschieber und seine Anwendung. Frieseke & Hoepfner G. m. b. H., Erlangen-Bruck, Juni 1958.
9. STANG, L. G.: Nucleonics **7**, 12 (1950).
- 9a. GLUBRECHT, H.: Strahlentherapie **102**, 489 (1957).
10. Maximum Permissible Body Burdens and Maximum Permissible Concentrations of Radionuclides in Air and in Water for Occupational Exposure: U.S. Department of Commerce, National Bureau of Standards, Handbook 69, Juni 1959.
11. TOMPKINS, P. C., and H. A. LEVY: Industr. Engng. Chem. **41**, 228 (1949).
12. BARNES, D. E.: Basic criteria in the control of air and surface contamination. Symposium "Health Physics in Nuclear Installations" 25.—28. Mai 1959 in Risø, Dänemark. European Nuclear Energy Agency der OEEC, Paris, Dezember 1959.
- 12a. CHAMBERLAIN, A. C., u. G. R. STANBURY: A. E. R. E. HF/R 737 [zit. nach (12)].
13. Recommendations of the International Commission on Radiological Protection (Sept. 9. 1958). London: Pergamon Press 1959.
14. STOCKINGER, H. E., and S. LASKIN: Nucleonics **7**, 15 (1950).
15. LABEYRIE, J.: Techniques de mesure de la contamination de l'air. Symposium "Health Physics in Nuclear Installations". 25.—28. Mai 1959 in Risø, Dänemark. European Nuclear Energy Agency der OEEC, Paris, Dezember 1959.
16. Richtlinien zur Festlegung der Grundnormen für den Gesundheitsschutz der Bevölkerung und der Arbeitskräfte gegen die Gefahren ionisierender Strahlen. Rat der Europäischen Atomgemeinschaft (Euratom), Brüssel, Januar 1959.
17. The handling of radioactive isotopes and the disposal of radioactive waste. Report of Committee V, International Commission on Radiological Protection, 1959.
18. Entwurf einer Ersten Verordnung über den Schutz vor Schädigung durch Strahlen radioaktiver Stoffe. Bundesministerium für Atomkernenergie und Wasserwirtschaft. Bad Godesberg, Dezember 1959.
19. AEBERSOLD, P. C.: In P. F. HAHN: A manual of artificial radioisotope therapy p. 274. New York: Academic Press Inc. Publ. 1951.
20. Atomic Energy Commission, Oak Ridge, Tenn.¹
21. Licensing of Byproduct Material. Federal Register, The National Archives of the United States **21**, No. 6, Part 30 (1956); Standards for Protection Against Radiation. Federal Register, The National Archives of the United States **22**, No. 19, Part 20 (1957).
22. Code of Practice for the Protection of Persons exposed to Ionizing Radiations. Her Majesty's Stationary Office. London 1957.

¹ Alle Schriften der US Atomic Energy Commission sind erhältlich vom Superintendent of Documents, U. S. Government Printing Office, Washington 25, D. C.

23. Safe handling of Radioisotopes. International Atomic Energy Agency, Wien 1958, Safety Series No. 1.
24. Verordnung zum Schutz gegen Schädigung durch Röntgenstrahlen und radioaktive Stoffe in nicht-med. Betrieben. 7. 2. 1941. Reichsgesetzblatt 1941 I, Nr. 18.
25. Deutsche Normen DIN 6843, April 1957¹: Strahlenschutz beim Arbeiten mit radioaktivem Material in offener Form in medizinischen Betrieben. DIN 6804, Entwurf Juni 1957; Strahlenschutz beim Arbeiten mit geschlossenen radioaktiven Präparaten in medizinischen Betrieben, Regeln. Fortschr. Röntgenstr. **87**, 139—146 (1957). Aufgestellt vom Fachnormenausschuß Radiologie im Deutschen Normenausschuß in Arbeitsgemeinschaft mit der Deutschen Röntzengesellschaft.
26. E. M. I. Electronics LTD, Hayes, Middlesex, England, Strahlungsmeßgerät für Hände und Kleidung.
27. SIEVERT, R. M.: Acta radiol. (Stockh.) Suppl. **14**, (1932).
28. LANGENDORFF, H., G. SPIEGLER u. F. WACHSMANN: Fortschr. Röntgenstr. **77**, 143—153 (1952).
29. DORNEICH, M., u. H. SCHAEFER: Physik. Z. **43**, 390—409 (1942).
30. LANGENDORFF, H., u. F. WACHSMANN: Fortschr. Röntgenstr. **80**, 382—386 (1954).
31. — — Arbeitsschutz **6**, 125 (1956).
32. — — Atomkernenergie **3**, 61 (1958).
33. DRESEL, H.: Fortschr. Röntgenstr. **84**, 214—222 (1956).
34. — Die berufliche Strahlenbelastung. In der Schriftenreihe des Bundesministers für Atomkernenergie und Wasserwirtschaft. Strahlenschutz H. 11. Braunschweig: Gersbach & Sohn Verlag GmbH 1959.
35. BRICHZY, W., u. F. WACHSMANN: Atompraxis **5**, 1—8 (1959).
36. WACHSMANN, F., u. W. SCHUBERT: Röntgenblätter **12**, 1—8 (1959).
37. SPIEGLER, G.: Brit. J. Radiol. **18**, 36 (1945).
38. — Photographic J. B. 166 (1950).
39. — Brit. J. Radiol. **24**, 525 (1951).
40. LABEYRIE, J.: Strahlenschutz am Reaktor. In: Wissenschaftliche Grundlagen des Strahlenschutzes. S. 361—373. Herausgegeben von B. RAJEWSKY. Karlsruhe: Verlag G. Braun 1957.
- 40a. DRESEL, H.: Persönliche Mitteilung.
41. FASSBENDER, H.: Einführung in die Meßtechnik der Kernstrahlung und die Anwendung der Radioisotope. Stuttgart: Georg Thieme 1958.
42. JAEGER, R. G.: Dosimetrie und Strahlenschutz. Stuttgart: Georg Thieme 1959.
43. Deutsche Gesellschaft für Arbeitsschutz e.V.: Merkblatt zur ärztlichen Überwachung von Beschäftigten in Strahlenbetrieben. Frankfurt/Main 1958.
44. MOSSBERG, H.: Acta radiol. (Stockh.) **34**, 186 (1950).
45. DICKIE, A., and L. H. HEMPELMANN: J. Labor. clin. Med. **32**, 1045 (1947).
46. BROWNING, E.: Brit. med. J. (I) **949**, 428.
47. CRONKITE, E. P.: J. Amer. med. Ass. **139**, 366 (1949).
48. INGRAM, M., and S. W. BARNES: Science **113**, 32 (1951); Physic. Rev. **75**, 1765 (1949).
49. — Proceedings of the International Conference Genf 1955, Vol. 13, p. 210.
50. CHAMBERLAIN, A. C., T. TURNER and E. R. WILLIAMS: Brit. J. Radiol. **25**, 169 (1952).
51. BRAASCH, N. K., and M. J. NICKSON: Radiology **51**, 719 (1948).
52. CRAWFORD, J. H.: J. clin. Invest. **2**, 351 (1926).
53. DAVID, O.: Strahlentherapie **23**, 366 (1926).
54. Verordnungen zum Schutz gegen Schädigungen durch Röntgenstrahlen und radioaktive Stoffe in nicht-med. Betrieben. 7. 2. 1941. Reichsgesetzblatt 1941 I, Nr. 18.
55. CRONKITE, E. P., V. P. BOND and R. A. CONARD: "The Diagnosis and Therapy of acute Radiation Injury". In: C. F. BEHRENS, Atomic Medicine; p. 222. 3. Aufl., Baltimore, Williams & Wilkins Company. 1959.
56. RAJEWSKY, B.: Strahlentherapie **56**, 703 (1936).
57. — Strahlentherapie **69**, 439 (1941).
58. EVANS, R. D.: Amer. J. Roentgenol. **37**, 368 (1937).
59. FRANKE, I.: Fundamenta radiol. (Berlin). **5**, 113—133 (1939).
60. BURCH, P. R. J., and F. W. SPIERS: Nature (Lond.) **172**, 1—7 (1953).
61. — and D. B. APPLEBY: Atomics **195—201** (1955).
62. — Brit. J. Radiol. Suppl. **7**, 20—26 (1957).
63. SIEVERT, R. M.: Ark. Fysik **18**, 337 (1951).
64. — Strahlentherapie **99**, 185—195 (1956).
65. — and B. HULTQVIST: Brit. J. Radiol. Suppl. **7**, 1—12 (1957).

¹ Durch Beuth-Vertrieb GmbH, Berlin W 15 und Köln.

66. REINES, F., R. L. SCHUCH, C. L. COWAN jr., F. B. HARRISON, E. C. ANDERSON and F. N. HAYES: *Nature* (Lond.) **172**, 521 (1953).
67. ANDERSON, E. C., R. L. SCHUCH, J. D. PERRINGS and W. H. LANGHAM: *Nucleonics* **14**, No. 1, 26—29 (1956).
68. — *Brit. J. Radiol. Suppl.* **7**, 27—32 (1957).
69. MAYS, C. W., D. H. TAYSUM, W. FISHER and B. W. GLAD: *Hlth. Physics* **1**, 282—287 (1958).
70. ANDERSON, E. C., F. N. HAYES and R. D. HIEBERT: *Nucleonics* **16**, 106 (1958).
71. MEHL, H. G.: *Strahlentherapie* **102**, 569 (1957).
72. MARINELLI, L. D., C. E. MILLER, P. E. GUSTAFSON and R. E. ROWLAND: *Amer. J. Roentgenol.* **73**, 661 (1955).
73. — — R. E. ROWLAND and J. E. ROSE: *Radiology* **64**, 116 (1955).
74. — and L. D. MARINELLI: *Science* **124**, 122—123 (1956).
75. MARINELLI, L. D.: *Brit. J. Radiol. Suppl.* **7**, 38—43 (1957).
76. MILLER, C. E., H. A. MAY and L. D. MARINELLI: The use of low level scintillation spectroscopy in the evaluation of radioactive contamination of the human body. Symposium "Health Physics in Nuclear Installations". 25.—28. Mai 1959 in Risø, Dänemark, European Nuclear Energy Agency der OEEC, Paris, Dezember 1959.
77. MUTH, H.: Dosimetrie der Radiumemanation. In: *Naturforschung und Medizin in Deutschland 1939—1946*, 21 Biophysik I, 255—257. Wiesbaden: Dietrich'sche Verlagsbuchhandlung 1948.
78. EVANS, R. D.: *J. industr. Hyg.* **25**, 253 (1943).
79. MEGY, J., and A. M. RAMOS: Centre d'Etudes Nucléaires, Saclay; Section Electronique Physique; Rapport No. 79, 1958.
80. BYRANT, J., and M. MICHAELIS: Radiochemical Center, Amersham Bucks (1952 R.C.C./R.26).
81. STEHNEY, A. F., W. P. NORRIS, H. F. LUCAS jr., and W. H. JOHNSTON: *Amer. J. Roentgenol.* **73**, 774 (1955).
82. LUCAS, H. F.: *Rev. Sci. Inst.* **28**, 680—683 (1957).
83. KAUL, A., u. H. MUTH: Messungen sehr kleiner Radon-Konzentrationen mit Szintillationsanordnungen. Verhandlungen des IX. Internationalen Kongresses für Radiologie, München, Juli 1959, im Druck.
84. KAUL, A.: Diplomarbeit, Frankfurt/Main, 1960.
85. TABERN, D. L., J. D. TAYLOR and G. J. GLEASON: *Nucleonics* **7**, 3 (1950).
86. BRUES, A. M.: In O. GLASSER: *Med. Physics Vol. 2* p. 465; Chicago: The Yearbook Publisher, Inc. 1950.
87. GOVAERTS, J.: *Science* **111**, 467 (1950).
88. BUCHANAN, D. L., and A. NAKAO: AECU-1897; UAC-499 (1952).
89. RAJEWSKY, B., u. H. MUTH: *Strahlentherapie* **88**, 261 (1952).
90. MUTH, H.: *Strahlentherapie* **94**, 126—136 (1954).
91. SILBERSTEIN, H. E.: Radium poisoning, a survey of the literature. *Suppl.* **14**, Report M-1695, May 1945.
92. FINK, R. M.: Biological studies with polonium, radium and plutonium. National Nuclear Energy Ser. Vol. 3. New York: McGraw-Hill Book Company, 1950.
93. EVANS, R. D.: *Rev. Sci. Instr.* **6**, 99 (1935).
94. HURSH, J. B., and A. A. GATES: *Nucleonics* **7**, 46 (1950).
95. HANTKE, H.-J.: Eine Methode zur Messung geringer α -Aktivitäten und ihre Anwendung auf einige biophysikalische Probleme. Diplomarbeit, Frankfurt/Main, 1956.
96. RUSSELL, E. R., R. C. LESKO and J. SCHUBERT: *Nucleonics* **7**, 60 (1950).
97. HARLEY, J. H., and St. FOTI: *Nucleonics* **10**, 45 (1952).
98. COWAN, F. B., and J. WEISS: *Nucleonics* **10**, 33 (1952).
99. LANGHAM, W. H.: *Brit. J. Radiol. Suppl.* **7**, 95—113 (1957).
100. MORGAN, K. Z.: In P. F. HAHN: *A manual of artificial radioisotope therapy* p. 232. New York: Academic Press Inc. 1951.
101. COWAN F. B., and J. WEISS: *Amer. J. Roentgenol.* **67**, 805 (1952).
102. HATHAWAY, E. A., and A. J. FINKEL: *Proceedings of the International Conference Genf.* Vol. **11**, 362 (1955).
103. TOMPKINS, P. C.: In: *Radiation Hygiene Handbook*. Herausgeg. von: H. BLATZ, p. 181. New York, Toronto, London: McGraw-Hill Book Company 1959.
104. SCHUBERT, J.: Removal of radioelements from mammalian body. *Ann. Rev. nuclear Sci.* **5**, 369 (1955).
105. COHN, S. H., J. K. GORG and W. L. MILNE: Experimental treatment of poisoning from fission products. *Arch. industr. Hlth.* **14**, 533 (1956).
106. FOREMAN, H., P. A. FUQUA and W. D. NORWOOD: Experimental administration of ethylenediamine-tetraacetic acid in plutonium poisoning. *A.M.A. Arch. industr. Hyg.* **10**, 226 (1954).

107. ROSENTHAL, M. W. (Editor): Therapy of radioelement poisoning, transcript of a meeting on experimental and clinical approaches to the treatment of poisoning by radioactive substances. Argonne Nat. Lab. ANL-5584, Aug. 1956.
108. FOREMAN, H., and J. G. HAMILTON: AECD-3247.
109. SCHWOB, C. R.: Radiology **56**, 4, 670 (1951).
110. SCHUBERT, J.: Approaches to treatment of poisoning by both radioactive and non-radioactive elements encountered in Atomic Energy operations. Proceedings of the International Conference Genf. 1955, P/845.
111. SCHUBERT, J.: Internal contamination and its treatment. Verhandlungen des IX. Internationalen Kongresses für Radiologie. München, Juli 1959 (im Druck).
112. CATSCH, A., et al.: Strahlentherapie **104**, 494 (1957); **106**, 606 (1958); **107**, 298 u. 437 (1958); **108**, 63 (1959).
113. CHUBAKOV, A. A., et al.: Determination and analysis of air contaminated by air-borne alpha emitters in low concentration. Proceedings of the Second International Conference, Genf 1958. **23**, 354 (1958).
114. JEHANNO, C., et al.: New Instruments and methods for measurement of radioactive products in the atmosphere. Proceedings of the Second International Conference, Genf 1958. **23**, 372 (1958).
115. RUNDO, J.: Body radioactivity measurement as an aid in assessing contamination by radionuclides. Proceedings of the Second International Conference, Genf 1958. **23**, 101 (1958).
116. MILLER, C. E.: Low intensity spectrometry of the gamma radiation emitted by human beings. Proceedings of the Second International Conference, Genf 1958. **23**, 113 (1958).
117. STEWART, C. G., et al.: The excretion of Strontium-90 and Caesium-137 by the human. Proceedings of the Second International Conference, Genf 1958. **23**, 123 (1958).
118. LIDÉN, K.: The determination of ^{90}Sr and other beta emitters in human beings from external measurements of the Bremsstrahlung. Proceedings of the Second International Conference, Genf 1958. **23**, 133 (1958).
119. VOHRA, K. G.: A new method for the estimation of Radon and Thoron contamination in air and its applications. Proceedings of the Second International Conference, Genf 1958. **23**, 367 (1958).
120. BROWN, J. R.: Simultaneous hand and clothing checking for alpha and beta contamination. Proceedings of the Second International Conference, Genf 1958. **23**, 408 (1958).