

Anhang 1

Strahlenschutz im Labor

Online-Kapitel zu:

Friedrich Lottspeich, Joachim W. Engels (Hrsg.)

Bioanalytik

3. Auflage

Herausgeber

Dr. phil. Dr. med. habil. Friedrich Lottspeich
Max-Planck-Institut für Biochemie, Proteinanalytik
Am Klopferspitz 18
82152 Martinsried
lottspei@biochem.mpg.de

Prof. Dr. Joachim W. Engels
Johann Wolfgang Goethe-Universität Frankfurt
Institut für Organische Chemie und Chemische Biologie
Max-von-Laue-Str. 7
60438 Frankfurt am Main
joachim.engels@chemie.uni-frankfurt.de

Springer Spektrum
ISBN 978-3-8274-2942-1

Die Deutsche Nationalbibliothek verzeichnet diese Publikation in der Deutschen Nationalbibliografie; detaillierte bibliografische Daten sind im Internet über <http://dnb.d-nb.de> abrufbar.

1. u. 2. Aufl.: © Spektrum Akademischer Verlag Heidelberg; 1998, 2006
3. Aufl.: © Springer-Verlag Berlin Heidelberg 2012

Das Werk einschließlich aller seiner Teile ist urheberrechtlich geschützt. Jede Verwertung, die nicht ausdrücklich vom Urheberrechtsgesetz zugelassen ist, bedarf der vorherigen Zustimmung des Verlags. Das gilt insbesondere für Vervielfältigungen, Bearbeitungen, Übersetzungen, Mikroverfilmungen und die Einspeicherung und Verarbeitung in elektronischen Systemen.

Die Wiedergabe von Gebrauchsnamen, Handelsnamen, Warenbezeichnungen usw. in diesem Werk berechtigt auch ohne besondere Kennzeichnung nicht zu der Annahme, dass solche Namen im Sinne der Warenzeichen- und Markenschutz-Gesetzgebung als frei zu betrachten wären und daher von jedermann benutzt werden dürften.

Planung und Lektorat: Frank Wigger, Imme Techentin

Redaktion: Dr. Angela Simeon

Grafiken: Dr. Martin Lay, Breisach a. Rh.

Satz: TypoDesign Hecker GmbH, Leimen

Titelgrafik: Schema der Nanoporen-Sequenzierung; mit freundlicher Genehmigung von Oxford Nanopore Technologies;

© www.iemedia-solutions.com

Beschreibung: Ein DNA-Strang wird von einem angehängten prozessierenden Enzym durch eine Protein-Nanopore gefädelt. Ein Strom durchfließt diese Nanopore und wird gemessen. Während die DNA durch die Nanopore tritt, erfährt der Strom charakteristische Störungen, die sich je nach Base oder Basenkombination in der Pore unterscheiden. Diese digitalen Messungen lassen sich in DNA-Sequenzinformation übersetzen. Für industrielle Anwendungen führt man die Messungen an multiplen Nanoporen auf einem Array-Chip durch.

Einbandentwurf: SpieszDesign, Neu-Ulm

Gedruckt auf säurefreiem und chlorfrei gebleichtem Papier

Springer Spektrum ist eine Marke von Springer DE. Springer DE ist Teil der Fachverlagsgruppe Springer Science+Business Media.
www.springer-spektrum.de

Anhang 1: Strahlenschutz im Labor

Gegenstand und Ziel des Strahlenschutzes ist es, den Menschen vor Schaden durch ionisierende Strahlung zu bewahren. Die beträchtliche Zahl von Anwendungsmöglichkeiten macht den Einsatz von ionisierenden Strahlen in vielen Bereichen der modernen Technik (nichtinvasive Materialprüfung, Sterilisierung, Konservierung), in Medizin, Physik, Chemie und Biowissenschaften unverzichtbar. Zu den ionisierenden Strahlen rechnet man sowohl die durch spontanen Zerfall von Radionucliden emittierten elektrisch geladenen (α -, β -Teilchen) und ungeladenen Teilchen (Neutronen, Neutrinos) als auch elektromagnetische Wellenstrahlen (Photonen) mit hinreichend großer Quantenenergie, wie (kurzwellige) UV-, Röntgen- und Gammastrahlen. Teilchen- und elektromagnetische Strahlung können Materie durch Herausschlagen von Elektronen aus der Atomhülle ionisieren. Aufgrund ihrer physikalischen Natur und ihrer Eigenschaft, sich in vielen Erscheinungen wie Teilchenstrahlung zu verhalten, werden Gamma- und Röntgenstrahlen auch unter dem Begriff *Photonenstrahlung* geführt.

Die hier angesprochene Leserschaft – der in den Bio- (Chemie-)Wissenschaften tätige Personenkreis – hat beim Arbeiten, dem Transport und der Lagerung von *offenen* und *umschlossenen* Radiochemikalien und beim Umgang mit Röntgenstrahlen die Rechtsvorschriften der Strahlenschutz- und Röntgenverordnung zu beachten, deren rechtliche Grundlage das Atomgesetz ist.

Die folgenden – rechtlich unverbindlichen – Ausführungen sollen eine erste Übersicht und eine Hilfestellung bei der praktischen Umsetzung der Strahlenschutzvorschriften geben. Als vertiefende Literatur sei hier auf die sehr verständliche und praxisnah abgefasste Broschüre „Strahlenschutz“ der Berufsgenossenschaft der Feinmechanik und Elektronik, Köln, und die etwas abstraktere Strahlenschutz- und Röntgenverordnung verwiesen. In allen Zweifelsfällen sind die zuständigen regionalen Genehmigungsbehörden, Strahlenschutzzentren oder die Berufsgenossenschaften zu kontaktieren.

A1.1 Der radioaktive Zerfall und die verschiedenen Strahlungsarten

Die Umsetzung eines effektiven Strahlenschutzes in der Praxis kann nur unter Kenntnis und Berücksichtigung verschiedener physikalischer Aspekte von ionisierender Strahlung und deren biologischer Wirkung erfolgen. Die wichtigsten Punkte hierzu sind im Folgenden aufgeführt.

Ionisierende Strahlung entsteht beim radioaktiven Zerfall von instabilen Nucliden (Radionucliden), Elementen, deren Atomkern ein so ungünstiges Protonen-Neutronen-Verhältnis besitzt, dass sie spontan unter Aussendung von Teilchen- oder elektromagnetischer Strahlung zerfallen. Elektrisch erzeugte Photonenstrahlung (Bremsstrahlung und charakteristische Röntgenstrahlung) entsteht in der Röntgenröhre durch Abbremsen von beschleunigten Elektronen. Tabelle A1.1 zeigt eine Übersicht der verschiedenen Zerfallsformen und Strahlungsarten.

Tabelle A1.1 Der radioaktive Zerfall und die verschiedenen Strahlungsarten

α-Zerfall	Massenzahl -4 ; Ordnungszahl -2 Die emittierten α -Teilchen haben diskrete Energie.
$^{226}_{88}\text{Ra} \rightarrow ^{222}_{86}\text{Rn} + ^4_2\text{He}^{2+} + 4,7 \text{ MeV}$	
β^--Zerfall , bei Neutronenüberschuss Emission eines β^- -Teilchens	Massenzahl: gleich ; Ordnungszahl +1 Die emittierten β^- und $\bar{\nu}$ -Teilchen haben aufgrund der Energieverteilung auf Protonen, β^- und $\bar{\nu}$ -Teilchen ein kontinuierliches Spektrum bis zu einer Maximalenergie.
$n \rightarrow p + e^- + \bar{\nu} + \text{Energie}$	Der um eine Ladung positiver gewordene Atomkern fängt aus der Umgebung ein Elektron ein, um das Atom neutral zu halten.
$^3_1\text{H} \rightarrow ^3_2\text{He} + e^- + \bar{\nu} + 0,018 \text{ MeV}$	
$^{14}_6\text{C} \rightarrow ^{14}_7\text{N} + e^- + \bar{\nu} + 0,155 \text{ MeV}$	
$^{32}_{15}\text{P} \rightarrow ^{32}_{16}\text{S} + e^- + \bar{\nu} + 1,7 \text{ MeV}$	
β^+-Zerfall , bei Protonenüberschuss Emission eines β^+ -Teilchens	Massenzahl: gleich ; Ordnungszahl -1 Die emittierten β^+ - und ν -Teilchen haben aufgrund der Energieverteilung auf Neutronen, β^+ - und ν -Teilchen ein kontinuierliches Spektrum bis zu einer Maximalenergie.
$p \rightarrow n + e^+ + \nu + \text{Energie}$	Bei Energiefreisetzung von $> 1,02 \text{ MeV}$ wird das Positron emittiert. Das Positron als Antiteilchen wird anschließend mit einem Elektron unter Emission von zwei Quanten elektromagnetischer Strahlung (Vernichtungsstrahlung oder Annihilationsstrahlung) vernichtet.
$^{11}_6\text{C} \rightarrow ^{11}_5\text{B} + e^+ + \nu + 1,0 \text{ MeV}$	
$^{22}_{11}\text{Na} \rightarrow ^{22}_{10}\text{Ne} + e^+ + \nu + 1,4 \text{ MeV}$	
Electron Capture, EC	Massenzahl: gleich ; Ordnungszahl -1
$p + e^- \rightarrow n + \nu + \text{Energie}$	ν gleicher (Zerfalls-)Energie
$^{137}_{55}\text{Cs} \rightarrow ^{137}_{54}\text{Xe} + \nu + 0,03 \text{ MeV}$	Der <i>electron-capture</i> -Prozess (EC, K-Einfang) ist ein Alternativprozess zum β^+ -Zerfall, bei dem sich ein Elektron aus einer inneren Schale des Atoms (bevorzugt K-Schale) mit dem Proton verbindet. Der Prozess kann auch bei Zerfallsenergien $< 1,02 \text{ MeV}$ stattfinden (!). Die so erzeugte Lücke in der inneren Schale wird durch ein Elektron von einer der äußeren Schalen aufgefüllt. Hierbei werden charakteristische Röntgenstrahlung und/oder Augerelektronen emittiert.
$^{125}_{53}\text{I} \rightarrow ^{125}_{52}\text{Te} + \nu + 0,03 \text{ MeV}$	
Internal Transition, IT	γ -Strahlung. Befindet sich aufgrund eines vorausgegangenen Kernzerfalls der Atomkern noch in einem angeregten Zustand, so kann er in den Grundzustand unter Emission von (reiner) γ -Strahlung übergehen. Gegenüber dem Zerfall des Ursprungkerns zeitlich verzögerte γ -Emission.
$^{99\text{m}}_{43}\text{Tc} \rightarrow ^{99}_{43}\text{Tc} + \gamma$	
Photonenstrahlung (γ und Röntgen) beim Zerfall von Radioisotopen	
1. Gammastrahlen	Beim Zerfall der Atomkerne kann der Tochterkern in einem angeregten Zustand sein. Diese Anregungsenergie wird in Form von γ -Strahlung abgegeben (Entstehung im Kern, s. Abb. A.1).
2. Vernichtungsstrahlung	Als Folge des β^+ -Zerfalls und beim Paarbildungseffekt (s. Abschnitt A.1.1) reagiert das Positron mit einem Elektron zu einem Elektron-Positron-Paar, wobei beide Teilchen unter Emission von zwei Photonen mit je $0,511 \text{ MeV}$ Energie (Vernichtungsstrahlung , Annihilationstrahlung) vernichtet (annihiliert) werden.
3. Charakteristische Röntgenstrahlen	Charakteristische Röntgenstrahlung entsteht in der Atomhülle durch den Elektronenübergang von einer äußeren Schale in eine innere Schale. Die hierfür notwendigen Elektronenlöcher in den inneren Schalen entstehen beim Kernzerfall entweder durch den <i>electron-capture</i> -Prozess oder durch <i>internal conversion</i> .
Sekundäre Teilchenstrahlung beim Kernzerfall	
1. Internal Conversion, IC	Strahlungslos. Energie des angeregten Atomkerns wird direkt auf ein inneres Orbitalelektron übertragen, das dadurch ionisiert wird.
2. Augerelektronen	Strahlungslos. Alternativ zur Emission charakteristischer Röntgenstrahlung kann die Energie auf ein Hüllenelektron übertragen werden, das dadurch ionisiert wird.
Röntgenstrahlung (elektr. erzeugt)	
1. Bremsstrahlung	Beschleunigte Elektronen (in Röntgenröhre) werden im elektrischen Feld der Atomkerne des Anodenmaterials abgelenkt und somit abgebremst. Abgabe der Energie in Form von elektromagnetischer Strahlung (Bremsstrahlung).
2. Charakteristische Röntgenstrahlung	Ein beschleunigtes Elektron schlägt aus der Atomhülle (K-Schale) des Anodenmaterials ein Elektron heraus. Die gebildete Elektronenlücke wird durch ein Elektron der äußeren Schale(n) aufgefüllt. Hierbei wird ein Röntgenquant emittiert. Zwei Übergänge zur K-Schale aus zwei verschiedenen Orbitalen möglich, $K\alpha$ und $K\beta$. Sie sind als zwei Linien dem Röntgenbremsspektrum „aufgesetzt“.

p: Proton; n: Neutron; $e^- = \beta^-$: Elektron; $e^+ = \beta^+$: Positron; α -Teilchen: $2p + 2n = \text{Heliumkern}$; $\bar{\nu}$: Antineutrino; ν : Neutrino.

A1.1.1 Wechselwirkung der Photonenstrahlung mit Materie

Photonenstrahlung kann über vier verschiedene Interaktionsprozesse zur Ionisation von Materie führen.

- *Der Photoeffekt (photoelektrischer Effekt) dominiert bei Photonenenergien $< 0,5$ MeV.* Ein Photonenquant mit weniger als 0,5 MeV Energie – auch sichtbare Lichtquanten zählen hierzu – wird von einem Orbitalelektron vollkommen gestoppt, wobei das Elektron unter Übertragung der gesamten Photonenenergie aus der Atomhülle herausgeschleudert wird.
- *Der Compton-Effekt dominiert bei Photonenenergien von $0,5$ – 1 MeV.* Auch hier kollidiert ein Photonenquant mit einem äußeren Hüllenelektron. Ein Teil der einfallenden Photonenenergie wird auf das Elektron übertragen. Die nicht übertragene Restenergie wird als elektromagnetische Strahlung, aber wegen des verminderten Energieinhalts mit größerer Wellenlänge, in einem bestimmten Streuwinkel emittiert. Das Photonenquant wird also nicht wie beim Photoeffekt völlig „absorbiert“, sondern mit verminderter Energie unter gleichzeitiger Freisetzung eines Orbitalelektrons gestreut. Der Compton-Effekt ist fast unabhängig von der Ordnungszahl.
- *Der Paarbildungseffekt dominiert bei Photonenenergien ≥ 2 MeV.* In der Nähe eines Atomkerns kann sich aus einem Photon mit einer Energie über 1,022 MeV ein Elektron-Positron-Paar bilden, wobei das Positron mit einem Elektron unter Aussendung von in der Regel zwei Quanten Vernichtungsstrahlung mit je 0,51 MeV zerstrahlt. Die Wahrscheinlichkeit steigt mit steigender Ordnungszahl des Atomkerns.
- *Der Kernphotoeffekt, bei Photonenenergien > 10 MeV.* Treffen sehr energiereiche Photonenquanten (> 10 MeV) auf Materie – normalerweise werden diese nur in Beschleunigeranlagen erzeugt –, so können sie aus dem Atomkern Nucleonen heraus stoßen. Der zurückbleibende Restkern ist in der Regel radioaktiv.

A1.1.2 Kernumwandlung und das Zerfallsgesetz

Die Atomkerne eines Radionuclids zerfallen weder alle gleichzeitig noch in einer bestimmten Zeit. Es ist vielmehr so, dass die Zahl (dN) der pro Zeiteinheit (dt) zerfallenden Atomkerne proportional zur Zahl der (zum Zeitpunkt t) noch vorhandenen Kerne (N) ist. Hieraus ergibt sich folgende Beziehung, die Zahl der zerfallenden Atomkerne pro Zeit wird als Aktivität (A , Einheit: Bq mit $1 \text{ Bq} = 1 \text{ Zerfall/s}$; Umrechnung: $1 \text{ mCi} = 37 \text{ MBq}$) bezeichnet:

$$A = \frac{dN}{dt} = \lambda \cdot N \quad (\text{A1.1})$$

Die Proportionalitätskonstante λ ist die Zerfallskonstante und enthält als typische Größe für jedes Radionuclid die Halbwertszeit ($T_{1/2}$), diejenige Zeit, bei der die Aktivität um die Hälfte abgenommen hat ($\ln 2 = 0,693\dots$).

$$\lambda = \frac{\ln 2}{T_{1/2}} \quad (\text{A1.2})$$

Aus der Integration von 0 bis t ergibt sich das **Zerfallsgesetz**:

$$N = N_0 \cdot e^{-\lambda \cdot t} = N_0 \cdot e^{-0,693 \cdot \frac{t}{T_{1/2}}} \quad (\text{A1.3})$$

entsprechend gilt:

$$A = A_0 \cdot e^{-\lambda \cdot t} = A_0 \cdot e^{-0,693 \cdot \frac{t}{T_{1/2}}} \quad (\text{A1.4})$$

Die Anwendung des Zerfallsgesetzes ist für die Beseitigung des radioaktiven Abfalls und die jährlich durchzuführende Bilanzierung des Isotopenbestandes unerlässlich, da die noch vorhandene Aktivität zum Zeitpunkt t genau bestimmt werden muss.

Beispiel: Wie groß ist nach 300 Tagen die noch vorhandene Restaktivität von ursprünglich 10 MBq ^{35}S ($T_{1/2} = 87$ Tage)?

$$A = 10 \text{ MBq} \cdot e^{-0,693 \cdot \frac{300 \text{ d}}{87 \text{ d}}} = 0,92 \text{ MBq} \quad (\text{A1.5})$$

So kann hiermit auch die Abnahme der Aktivität in Abhängigkeit von der Zerfallszeit ermittelt werden: Nach zehn Halbwertszeiten ist die Aktivität eines Radionuclids auf einen Anteil von 10^{-3} , nach 20 Halbwertszeiten auf 10^{-6} des Anfangswertes abgeklungen.

Mithilfe der Zerfallskonstanten lässt sich auch die Zahl der Atome, die zum Beispiel 10 MBq ($1 \cdot 10^6$ Kernumwandlungen/s) eines Radioisotops entsprechen, berechnen, zum Beispiel für ^{14}C , $T_{1/2} = 5730$ Jahre ($= 1,8 \cdot 10^{11}$ s):

$$N = \frac{A}{\lambda} = \frac{A \cdot T_{1/2}}{\ln 2} = \frac{10 \text{ MBq} \cdot 1,8 \cdot 10^{11} \text{ s}}{0,693} = 2,6 \cdot 10^{18} \text{ Atomkerne} \quad (\text{A1.6})$$

Das heißt, $2,6 \cdot 10^{18}$ Atome entsprechen 10 MBq ^{14}C .

Unter Berücksichtigung der Loschmidtschen Zahl ($6 \cdot 10^{23}$ Atome/mol) und dem Atomgewicht von 14 beträgt das Gewicht von

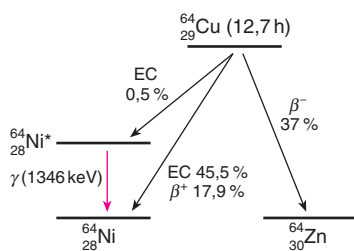
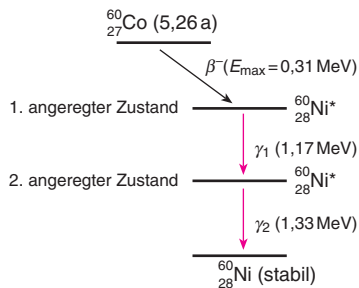
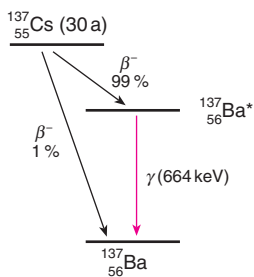
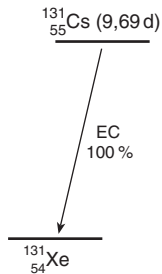
$$\begin{aligned} 10 \text{ MBq } ^{14}\text{C} &= 2,6 \cdot 10^{18} \text{ Atome} / 6 \cdot 10^{23} \text{ Atome/mol} \cdot 14 \text{ g/mol} = 60 \mu\text{g} \\ 10 \text{ MBq } ^{35}\text{S} &= 60 \text{ pg} \end{aligned}$$

Wesentlich für den Strahlenschutz ist, dass infolge *eines* Zerfalls eines Kerns *verschiedene Strahlenarten* auftreten können und dass dies bei der Abschirmung und Dosimetrie berücksichtigt werden muss. So zerfällt ein ^{60}Co -Kern durch Abgabe eines β^- -Partikels und zwei Gammaquanten (Abb. A1.1). Neben diesem sequenziellen Zerfall gibt es auch einen Mischzerfall, bei dem ein Mutterkern in unterschiedliche Tochterkerne unter Emission von β^- , β^+ und γ -Strahlung zerfallen kann. Einige Beispiele für Zerfallsschemata sind in Abbildung A1.1 dargestellt, wobei die Häufigkeit einer bestimmten Zerfallsart in Prozent angegeben ist.

Die Entstehung mehrerer Strahlungsarten ist darauf zurückzuführen, dass sich zum Beispiel aufgrund eines β^- -Zerfalls (1) der Tochterkern in einem noch angeregten Zustand befindet, der seine Energie in Form von Gammastrahlen abgibt. Der Tochterkern selbst kann radioaktiv sein, sodass dessen Zerfall im Strahlenschutz berücksichtigt werden muss. Infolge des Kernzerfalls kann durch Umlagerungen in der Atomhülle weitere Strahlung (charakteristische Röntgenstrahlen, Auger-Elektronen; s. Tabelle A1.1) entstehen.

A1.2 Dosimetrie zur quantitativen Erfassung von ionisierender Strahlung

Das primäre Ziel der Dosimetrie ist die quantitative Erfassung von potenziell schädlichen Strahlen und deren biologischer Wirkung. Hierbei bedarf es einer relativ schwierigen Korrelation zwischen präzise zu messenden physikalischen Größen einerseits und biologischen Effekten andererseits. Diese Problematik versucht man durch die Einführung verschiedener dosimetrischer Termini in den Griff zu bekommen.



A1.1 Zerfall einiger Radionuclide (*: angeregter Zustand).

A1.2.1 Dosimetrische Begriffe zur Beschreibung der Strahlenwirkung

1. Die **Ionendosis** I ist die Ladungsmenge eines Vorzeichens, die pro Kilogramm erzeugt wird (Einheit C/kg). Dabei entspricht die alte (verbotene) Einheit 1 R der Ladungserzeugung von $2,58 \cdot 10^{-4}$ C/kg Luft (C: Coulomb).
2. Die **Energiedosis** D ist die *absorbierte* Strahlungsenergie in Joule (J) pro Kilogramm Masse. Maßeinheit ist das **Gray** (Gy).
 $1 \text{ Gy} = 1 \text{ J/kg} (= 100 \text{ rad}, = 10^7 \text{ erg/kg})$
3. Die **Äquivalentdosis** H ist das Produkt der Energiedosis D im ICRU-Weichteilgewebe und des Qualitätsfaktors Q der Veröffentlichung Nr. 51 der Internationalen *Commission on Radiation Units and Measurements* (ICRU Report 51). Beim Vorliegen mehrerer Strahlungsarten und -energien ist die gesamte Äquivalentdosis die Summe der ermittelten Einzelbeiträge. Einheit ist das **Sievert** (Sv). Die Äquivalentdosis ist eine *Messgröße*. Bestimmt werden die **Tiefen-Personendosen** $H_p(10)$ und $H_p(0,07)$, welche den Äquivalentdosen in der in den Klammern angegebenen Gewebetiefe in Millimetern entsprechen. Die $H_p(10)$ wird für durchdringende (z. B. Röntgenstrahlen), die $H_p(0,07)$ für nicht durchdringende Strahlung (z. B. β -Teilchen) bestimmt. Gemessen wird die Personendosis bzw. die Teilkörperdosis, zum Beispiel an den Händen.
 Entsprechend werden die **Ortsdosen** $H^*(10)$ und $H^*(0,07)$ gemessen. Die Messeinrichtungen müssen auf diese Messwerte für das vorliegende Strahlungsfeld kalibriert sein.

$$H = D \cdot Q$$

mit:

$$Q(L) \begin{cases} 1 & \text{für } L \leq 10 \\ 0,32L - 2,21 & \text{für } 10 < L < 100 \\ 300/\sqrt{L} & \text{für } L \geq 100 \end{cases} \quad (\text{A1.7})$$

1 Sv entspricht dem Zahlenwert der Energiedosis in Gy, wenn $Q = 1$.

1 Sv = 100 rem; 1 Gy = 100 rad (ca. 100 R); L : LET (keV/ μm)

Der Bewertungsfaktor Q dient der Berücksichtigung der unterschiedlichen biologischen Wirksamkeit verschiedener Strahlungen bei gleicher Energiedosis. Die strahlenspezifische Wirksamkeit basiert auf dem so genannten linearen Energieübertragungsvermögen L (LET, *linear energy transfer*), das heißt der Rate, mit der ionisierende Strahlung das Gewebe durchdringt und pro zurückgelegter Wegstrecke Ionisationen verursacht. Die LET ist abhängig von der *Art* und der *Energie* der einfallenden Strahlung und wird vom Bewertungsfaktor Q berücksichtigt.

Um Verwechslungen zwischen der Energiedosis und der Äquivalentdosis zu vermeiden, wurde die Einheit Sv (Sievert) eingeführt.

Einige spezielle, von der Äquivalentdosis abgeleitete Begriffe

Für Strahlenschutz Zwecke ist die Äquivalentdosis der wichtigste Dosisbegriff und daher Bezugspunkt für die folgenden speziellen Dosisbegriffe.

Ortsdosis ist die Äquivalentdosis, gemessen an einem bestimmten Ort (Einheit: Sv).

Ortsdosisleistung ist die in einem kurzen Zeitintervall erzeugte Ortsdosis (Ortsdosis/Zeit; Einheit: Sv/h).

Personendosis ist die Äquivalentdosis, gemessen an einer für die Strahlenexposition repräsentativen Stelle der Körperoberfläche

Körperdosis kann eine Ganz- oder Teilkörperdosis sein.

Teilkörperdosis ist der Mittelwert der Äquivalentdosis über das Volumen eines Körperabschnitts oder Organs, im Falle der Haut über die kritische Fläche.

Ganzkörperdosis ist der Mittelwert der Äquivalentdosis über Kopf, Rumpf, Oberarme und Oberschenkel als Folge einer als homogen angesehenen Bestrahlung des Körpers.

Körperdosis ist der Sammelbegriff für Organdosis und effektive Dosis. Sie ist eine Schutzgröße und wird aus der Personendosis bestimmt. Einheit ist das Sievert (Sv).

Tabelle A1.2 Strahlungswichtungsfaktoren w_R

Art und Energiebereich	Strahlungswichtungsfaktoren w_R
Photonen aller Energien	1
Elektronen und Myonen aller Energien	1
Neutronen, Energie < 10 keV	5
10 keV bis 100 keV	10
>100 keV bis 2 MeV	20
>2 MeV bis 20 MeV	10
>20 MeV	5
Protonen außer Rückstoßprotonen, Energie > 2 MeV	5
Alphateilchen, Spaltfragmente, schwere Kerne	20

Tabelle A1.3 Gewebewichtungsfaktoren w_T

Organ, Gewebe	Wichtungsfaktor w_T (StrlSchV 2001)	ICRP 103
Keimdrüsen	0,20	0,08
Knochenmark (rot)	0,12	0,12
Dickdarm	0,12	0,12
Lunge	0,12	0,12
Magen	0,12	0,12
Blase	0,05	0,04
Brust	0,05	0,12
Leber	0,05	0,04
Speiseröhre	0,05	0,04
Schilddrüse	0,05	0,04
Haut	0,01	0,01
Knochenoberfläche	0,01	0,01
Gehirn	–	0,01
Speicheldrüsen	–	0,01
andere Organe oder Gewebe	0,05	0,12
Summe	1,0	1,0

Die **Organdosis** $H_{T,R}$ ist das Produkt aus der über das Gewebe oder Organ T gemittelten Energiedosis, der Organ-Energiedosis ($D_{T,R}$), die durch die Strahlung R erzeugt wird, und dem Strahlungswichtungsfaktor w_R (Tab. A1.2) ($H_{T,R} = w_R \cdot D_{T,R}$). Bei mehreren Strahlungsarten ist über die Organdosen der verschiedenen Strahlenarten zu addieren. Das Ergebnis ist die Organdosis H_T .

Die effektive Dosis errechnet sich aus den Organdosen durch die Multiplikation der Organdosis mit dem organspezifischen Wichtungsfaktor w_T (Tab. A1.3) und der Addition über die dadurch erhaltenen Werte.

Die Wichtungsfaktoren w_T der Organdosen sind so festgelegt, dass deren Summe für den Ganzkörper gleich 1 ist. Die Summe der gewichteten Organdosen darf die *maximale Körperdosis von 20 mSv/Jahr* (Kategorie-A-Personen) bzw. *6 mSv/Jahr* (Kategorie-B-Personen) nicht überschreiten. Nach neuesten Erkenntnissen wurden die relative Strahlenempfindlichkeit der Organe in der ICRP 103 (2007) neu bewertet. Diese Werte sind noch nicht in nationales Recht umgesetzt. Sie zeigen eine deutliche Reduktion der Gewichtung der Keimdrüsen bei gleichzeitiger Höhergewichtung der weiblichen Brust. Dies führt zu einer geänderten geschlechtsspezifischen Zusammensetzung der Wertung der anderen Organe und Gewebe.

Der Begriff der effektiven Dosis wurde eingeführt, weil jede externe oder interne Bestrahlung eines Organs zu einer Bestrahlung mehrerer relevanter Organe und Gewebe gleichzeitig führt und somit auch für diese Körperteile ein stochastisches Schadensrisiko besteht.

A1.2.2 Labor-Dosimetrie: praxisbezogene Ermittlung der Dosisleistung von Radionucliden

Den Experimentator, der ein radioaktives Präparat mit bekannter Aktivität handhabt, interessiert in erster Linie, welche Dosisleistung von „seiner“ Strahlenquelle in unmittelbarer Nähe (ca. 1 mm–30 cm für β -Strahler, 1 mm–1 m für γ -Strahler) ausgeht. Die folgenden Ausführungen beziehen sich auf eine punktförmige Strahlenquelle, wobei Luftabsorption keine Rolle spielen soll. Eine genaue Berechnung der Dosisleistung ist aufgrund des LET und dessen Abhängigkeit von Art und Energie der Strahlung relativ komplex. Für den Strahlenschutz ist jedoch die nachfolgend aufgeführte näherungsweise Ermittlung der Dosisleistung vollkommen ausreichend.

Ermittlung der Dosisleistung für β -Strahlung

Aufgrund der niederenergetischen Tritium- β -Emission kann diese bei der Ermittlung von Dosisleistungen (DL) vernachlässigt werden.

Für die *näherungsweise* Ermittlung der Dosisleistung für nicht abgeschirmte β -Strahlung (DL_β) gilt in der Entfernung d (in cm):

$$DL_\beta = 760 \cdot A_{\text{MBq}} \cdot (10/d)^2 \quad (\text{A1.8})$$

A ist die Aktivität in MBq; DL_β ergibt $\mu\text{Gy/h}$; d ist Distanz in cm.

Beispiel: Wie groß ist die DL in 10 cm bzw. 1 mm Entfernung eines Tropfens mit 10 MBq (0,27 mCi) ^{32}P , der unachtsamerweise auf die Laborbank geriet?

in 10 cm Entfernung:

$$\begin{aligned} DL_\beta &= 760 \cdot A_{\text{MBq}} \cdot (10/d)^2 \\ &= 760 \cdot 10 \\ &= 7600 \mu\text{Gy/h} \\ &= 7,6 \text{ mSv/h (bei } q = 1) \end{aligned}$$

in 1 mm Entfernung:

$$\begin{aligned} DL_\beta &= 760 \cdot A_{\text{MBq}} \cdot (10/d)^2 \\ &= 760 \cdot 10 \cdot 10000 \\ &= 76 \text{ Gy/h (!)} \\ &= 76 \text{ Sv/h (bei } q = 1) \end{aligned}$$

Auf der Haut würde dieser Tropfen eine entsprechend (wesentlich) größere Ortsdosisleistung verursachen. Somit kann also auch von β -Strahlern eine beachtliche Strahlengefährdung ausgehen. *Eine Ganzkörperdosis von 7–10 Sv ist letal!*

Ermittlung der Dosisleistung für externe γ -Strahlung

Aufgrund der größeren Reichweite und Durchdringungstiefe von elektromagnetischer Photonenstrahlung ist die Ermittlung der von einer γ -Strahlungsquelle ausgehenden Dosisleistung (DL_γ) von praktischer Bedeutung. Die Ermittlung kann entweder wieder *näherungsweise* oder, genauer, mithilfe einer **spezifischen Gammastrahlenkonstante (Dosisleistungskonstante Γ_γ)** erfolgen.

A Genäherte Ermittlung

Für die näherungsweise Ermittlung der DL im Abstand d (in m) gilt die Beziehung

$$DL_\gamma = 143 \cdot A_{\text{GBq}} \cdot (a \cdot E) \cdot (1/d)^2 \quad (\text{A1.9})$$

A ist die Aktivität in GBq; DL ergibt $\mu\text{Gy/h}$; d ist Distanz in m; E ist die Energie bzw. die Summe der Energien multipliziert mit der jeweiligen Häufigkeit a , wenn sequenzielle Zerfallsereignisse auftreten (z. B. zerfällt ^{60}Co unter Aussendung von zwei Quanten Photonenstrahlung; $E_1=1,33 \text{ MeV}$ ($a = 1$); $E_2=1,17 \text{ MeV}$ ($a = 1$)).

Beispiel: Wie hoch ist die Dosisleistung einer punktförmigen ^{60}Co -Quelle mit einer Aktivität von 37 MBq (= 1 mCi) in einer Entfernung von 30 cm?

$$\begin{aligned} DL_{\gamma} &= 143 \cdot 37 \cdot 10^{-3} \cdot (1,33 + 1,17) \cdot (1/0,3)^2 \mu\text{Gy/h} \\ &= 147 \mu\text{Gy/h} \\ &= 147 \mu\text{Sv/h (da } w_{\text{R}} = 1) \end{aligned}$$

B Ermittlung mithilfe der spezifischen Gammastrahlenkonstante Γ_{γ}

Es gilt die Beziehung:

$$DL_{\gamma} = \Gamma_{\gamma} \cdot A_{\text{MBq}} \cdot (1/d)^2$$

A ist die Aktivität in MBq; DL_{γ} ergibt $\mu\text{Gy/h}$; d ist die Distanz in m.

Für oben genanntes Beispiel gilt unter Verwendung der spezifischen Gammastrahlenkonstante Γ_{γ} für $^{60}\text{Co} = 35,7 \cdot 10^{-2} \mu\text{Gy} \cdot \text{m}^2 \cdot \text{h}^{-1} \cdot \text{MBq}^{-1}$:

$$\begin{aligned} DL_{\gamma} &= 35,7 \cdot 10^{-2} \cdot 37 \cdot (1/0,3)^2 \\ &= 146,8 \mu\text{Gy/h} \end{aligned}$$

Ermittlung der Dosisleistung für Röntgenstrahlung

Die DL_{R} von Röntgenstrahlern hängt von folgenden Größen ab: Abstand d von der Anode, Röhrenstrom I , Röhrenspannung U , Filterung, Ordnungszahl Z des Anodenmaterials, Schaltung des Hochspannungserzeugers.

Tabelle A1.4 zeigt verschiedene Dosisausbeuten Y_{100} . Durch Multiplikation dieser Werte mit der Stromstärke I ergibt sich die spezifische Äquivalenzdosiskonstante Γ_{R} in $\text{mSv} \cdot \text{m}^2 \cdot \text{mA}^{-1} \cdot \text{min}^{-1}$, d ist der Abstand in Metern. Allgemein gilt die folgende Beziehung für die Dosisleistung eines Röntgenstrahlers:

$$DL_{\text{R}} = \Gamma_{\text{R}} \cdot (1/d)^2 \quad (\text{A1.10})$$

Durch Filtern der Strahlung findet eine Aufhärtung der Strahlung statt, sodass eine Verdoppelung der Filterschicht nicht zur einer Reduktion um den gleichen Faktor führt wie bei der ersten Schicht. Dahingegen ist die Dosisleistung proportional zum Anodenstrom (Geräteangaben beachten!)

Inkorporierte Radionuclide: Grenzwerte der zulässigen Aufnahme

Die Ermittlung der Organ- bzw. Körperdosis von inkorporierten Radionucliden ist relativ komplex. Gesetzliche Grundlage für die Inkorporationsüberwachung und Dosen durch Inkorporation ist die Richtlinie für die physikalische Strahlenschutzkontrolle zur Ermittlung der Körperdosis. Aus den hier veröffentlichten Werten kann die Dosis bei Inkorporation ermittelt werden, wobei davon ausgegangen wird, dass die Inkorporation durch Inhalation erfolgt. Es muss festgestellt werden, ob die Erfordernisschwelle (0,5 mSv/a) durch mögliche Inkorporation überschritten wird. Bei der Inkorporation mehrerer Nuclide bzw. einer zusätzlichen Belastung durch äußere Bestrahlung müssen diese bei der Berechnung der Körperdosis (z. B. 20 mSv/a für strahlenexponiertes Personal Gruppe A) mit berücksichtigt werden. In Tabelle A1.5 sind Beispiele dargestellt. In den meisten Fällen ist die Ganzkörperdosis für die maximale inkorporierte Aktivität begrenzend, jedoch zeigen die Beispiele ^{131}I und ^{226}Rn , dass auch die Organdosis begrenzend sein kann. Dies ist immer dann der Fall, wenn die Aktivität stark in einzelnen Organen angereichert wird. Im Einzelfall müssen die Werte für die jeweiligen Verhältnisse berechnet werden!

A1.2.3 Grenzwerte der jährlichen Körperdosen

Für die Berechnung der **effektiven Dosis** bei einer Ganz- oder Teilkörperexposition werden die Äquivalentdosen der in Tabelle A1.3 genannten Organe und Gewebe mit den Wichtungs-

Tabelle A1.4 Richtwerte für die Dosisausbeute Y_{100} (1 m Abstand) mit einer ERe-Anode 10°, Eigenfilterung 2,5 mm Al und unterschiedlicher Zusatzfilterung (nach DIN 6809 Teil 7 (2003))

Röhrenspannung/kV	Filter	Schwächung durch den Filter	Dosisausbeute Y_{100} (in $\mu\text{Gy mAs}^{-1}$)
80	ohne	–	71
100		–	105
150		–	200
80	0,5 mm Al	1,16	61
100		1,15	91
150		1,14	176
80	0,1 mm Cu	2,03	35
100		1,81	58
150		1,50	133

Wichtig: Bei Erhöhung der Spannung (und bei gleichzeitig konstanter Stromstärke) steigt die DL_R mindestens mit dem Quadrat der Spannung!

Tabelle A1.5 Beispiele für die Organ- und Ganzkörperdosis nach Richtlinie physikalische Strahlenschutzkontrolle für einige Radionuclide und sich daraus ergebende maximale Aktivität durch Inhalation, wenn die gesamte Jahresorgan- bzw. Jahresganzkörperdosis von einem einzigen Nuclid verursacht wird.

Nuclid		Grenzwert- bestimmendes Organ	Am meisten betroffenes Organ	Organdosis des am meisten betroffenen Organs (in Sv Bq ⁻¹)	Körperdosis (in Sv Bq ⁻¹)	Inkorporierte Aktivität für Erfassungsschwelle (0,5 mSv/a Ganzkörperdosis, in Bq)	Richtwert JAZ Inhalation (in Bq)
³ H*	OBT	eff			$4,1 \cdot 10^{-11}$	$1,2 \cdot 10^7$	$4,88 \cdot 10^8$
¹⁴ C	org	eff			$5,8 \cdot 10^{-10}$	$8,6 \cdot 10^5$	$3,45 \cdot 10^7$
³² P		KM	KM	$4,5 \cdot 10^{-9}$	$1,1 \cdot 10^{-9}$	$4,5 \cdot 10^5$	$1,11 \cdot 10^7$
³⁵ S*	M	eff und Lunge	Lunge	$8,6 \cdot 10^{-9}$	$1,1 \cdot 10^{-9}$	$4,5 \cdot 10^5$	$1,74 \cdot 10^7$
⁶⁰ Co	S	eff			$1,7 \cdot 10^{-8}$	$2,9 \cdot 10^4$	$1,18 \cdot 10^6$
¹²⁵ I	Dampf	SD	SD	$2,7 \cdot 10^{-7}$	$1,1 \cdot 10^{-8}$	$3,5 \cdot 10^4$	$1,11 \cdot 10^6$
¹³¹ I	Dampf	SD	SD	$3,9 \cdot 10^{-7}$	$2,0 \cdot 10^{-8}$	$2,5 \cdot 10^4$	$7,69 \cdot 10^5$
²²⁶ Ra	M	Lunge	Lunge	$2,0 \cdot 10^{-5}$	$2,4 \cdot 10^{-6}$	$2,1 \cdot 10^2$	$7,5 \cdot 10^3$

*organisch gebunden (OBT); ** Organdosis für aktivitätsbestimmendes Organ, vgl. Tabelle A1.6.

eff, effektive Dosis; SD, Schilddrüse; KM, rotes Knochenmark; M, mittelschnelle Verteilung im Körper; S, schnelle Verteilung im Körper; JAZ, Jahresaktivitätszufuhr. Die hier angegebenen Werte führen zum Erreichen des Grenzwerts der effektiven Dosis (20 mSv) oder der Organdosis (z. B. 50 mSv Knochenmark, wenn dieses das limitierende Organ ist).

Beispiel: Durch unachtsames Arbeiten werden 5 MBq einer ³²P-Lösung verschüttet. Es kommt im Folgenden zu einer Inkorporation von 0,1 MBq ³²P. Aufgrund der Tabelle entspricht dies einer Ganzkörperdosis von $100\,000 \text{ Bq} \cdot 1,1 \cdot 10^{-9} \text{ Sv/Bq} = 0,11 \text{ mSv}$ und einer Knochendosis von $100\,000 \text{ Bq} \cdot 4,5 \cdot 10^{-9} \text{ Sv/Bq} = 0,45 \text{ mSv}$.

faktoren (Tab. A1.2) multipliziert und die so erhaltenen Produkte addiert. Tabelle A1.6 nennt einige höchstzulässige effektive Dosen und Organdosen laut Strahlenschutzverordnung.

Beispiel: Die Schilddrüse einer Person ist mit 300 mSv belastet. Dieser Person sind Arbeiten mit Strahlenexpositionen für den Rest des Jahres untersagt. Ist die Schilddrüse nur mit 280 mSv und die Lunge zusätzlich mit 45 mSv belastet, dann resultiert hieraus eine effektive Dosis von $280 \cdot 0,05 + 45 \cdot 0,12 = 19,4 \text{ mSv}$, womit die höchstzulässige Jahresdosis von 20 mSv noch nicht erreicht ist.

Die Einteilung der strahlenexponierten Personen in die Kategorie A oder B erfolgt nach den Dosen, die aufgrund der Tätigkeiten pro Jahr erreicht werden können:

Kategorie B: effektive Dosis > 1 mSv, Organdosis Augen > 15 mSv, Organdosis Haut, Hände, Unterarme, Füße, Knöchel > 50 mSv.

Kategorie A: effektive Dosis > 6 mSv, Organdosis Augen > 45 mSv, Organdosis Haut, Hände, Unterarme, Füße, Knöchel > 150 mSv.

Personen der Kategorie A bedürfen einer arbeitsmedizinischen Überwachung.

Tabelle A1.6 Höchstzulässige Effektive Dosen für beruflich strahlenexponierte Personen, Einzelpersonen der Bevölkerung und Personen unter 18 Jahren.

	Beruflich strahlenexponierte Personen	Einzelpersonen der Bevölkerung	Personen unter 18 Jahren
Effektive Dosis (mSv)	20	1	1 (6 ^a)
Lebensdosis (mSv)	400		
Organdosis (mSv)	Augenlinse	150	15 (45 ^a)
	Haut	500	50
	Hände, Unterarme, Füße, Knöchel	500	50
	Keimdrüsen, Gebärmutter, rotes Knochenmark	50	
	Schilddrüse, Knochenoberfläche	300	
	Dickdarm, Lunge, Magen, Blase, Brust, Leber, Speiseröhre andere Organe	150	

^a Grenzwerte für Auszubildende zum Erreichen des Ausbildungsziels mit Genehmigung der Behörde.

A1.2.4 Strahlungsmessgeräte

Eine zuverlässige Erfassung von ionisierenden Strahlen setzt gewisse Kenntnisse in der Messtechnik voraus, denn ein unkundiger Umgang mit Strahlungsmessgeräten kann zu fehlerhaften Messungen bis hin zu eklatanten Unterbestimmungen führen und somit ein folgenschweres Sicherheitsgefühl vortäuschen. Man unterscheidet (1) die direkte Messung der Dosis oder Aktivität vor Ort mit (nichtamtlichen) Kontaminationsmessgeräten und (2) die Messung der (amtlichen) Personendosis zur behördlichen Überwachung von beruflich strahlenexponierten Personen.

Gasdetektoren

Während die Erfassung von (geladener) Teilchenstrahlung direkt möglich ist, wird Photonenstrahlung erst durch deren Wechselwirkung mit umgebender Materie – über den Photo-, Compton- und Paarbildungseffekt (Abschnitt A1.1.1) – nachweisbar. Ein Nachweisprinzip basiert auf einer strahlenbedingten Gasionisierung. Hierzu wird in einer mit Zählgas gefüllten Kammer an zwei Elektroden eine Spannung angelegt, wodurch sich ein elektrisches Feld bildet. Eintretende Strahlung verursacht die Bildung von positiven (Gas-)Ionen und freien Elektronen, die unter dem Einfluss des elektrischen Feldes zu den entsprechenden Elektroden wandern. Je nach angelegter Elektrodenspannung (50–2000 Volt) wird an den Elektroden eine unterschiedliche Zahl von Ladungen (Impulsgröße) registriert. Aufgrund der Elektrodenspannung und der Gasfüllung kann man charakteristische Messbereiche unterscheiden, welche die messtechnische Basis für verschiedene Detektoren darstellen.

Die angelegten Spannungsbereiche sind stark geräteabhängig.

- **Rekombinationsbereich (bis 50 V):** Die angelegte Spannung ist so gering, dass es zu einer Wiedervereinigung der Ionen mit den Elektronen (Ionenrekombination) kommt. Folge: Unterbestimmung der Strahlung.
- **Sättigungsbereich (Ionisationskammerbereich; 50–200 V):** Alle durch Einwirkung von ionisierender Strahlung hervorgerufenen Ionen (Elektronen) werden korrekt erfasst. Adäquate Messung, direkte Proportionalität zwischen ionisierender Strahlung und Impulshöhe.
- **Proportionaler Verstärkungsbereich (200–650 V):** Es findet eine proportionale, durch Gasanwesenheit ermöglichte Verstärkung statt. Ein α - oder β -Teilchen oder ein durch γ -Strahlung freigesetztes Elektron verursacht, beschleunigt durch die Elektrodenspannung, die Freisetzung mehrerer Sekundärelektronen (Ionenpaare), woraus eine Verstärkung, also Erhöhung der Impulsgröße resultiert.

Tabelle A1.7 Eigenschaften einiger Strahlungsmessgeräte

Einsatz	Detektor	Nennbereich Strahlenenergie	Strahlung	Anmerkung
Personen-Dosimeter (nicht-amtlich)	Gasdetektor	50 keV–3 MeV	Photonenstrahlung, siehe Hersteller	direkte Ablesung möglich, benötigt Auf- ladung, eichpflichtig
Flächenkontaminations- monitor	Gasdetektor mit Gasverstärkung	8 keV–3 MeV, großer Nenn- bereich	α , β , γ kein ^3H	geschlossen, Xenon- Zählgas, empfindlicher aber teurer als Geiger- Müller-Zählrohr
Geiger-Müller- Zähler	Gasdetektor mit Gasverstärkung	50 keV–3 MeV	β , γ kein ^3H	tragbar, billig, Dosis- leistungsanzeige sehr energieabhängig, dickes Fenster
Szintillations- zähler	Fluoreszenz von NaI-Kristallen, Photoverstärkung	20 keV–3 MeV, großer Nenn- bereich	β , γ , besonders für γ geeignet	hoher Wirkungsgrad, teuer, sehr empfindliche Messungen

Im Sättigungsbereich und im proportionalen Verstärkungsbereich ist die Impulshöhe abhängig von der Energie der ionisierenden Strahlung. Eine Unterscheidung der Strahlungsarten (α -, β -Strahlung) ist möglich.

- **Geiger-Müller-Bereich (800–1000 V):** Ab einer gewissen Elektrodenspannung ist die Impulsgröße von der Primäronisation unabhängig. Unabhängig von der Energie der einfallenden Strahlung wird bei maximaler Sekundäronisation (Verstärkung) eine gewisse Impulshöhe erreicht, gleich ob sie von einem α -, einem β -Teilchen oder einem Photonenquant verursacht wird.

Der Benutzer von Strahlungsmessgeräten muss sich stets vergegenwärtigen, dass diese Instrumente einen unteren Grenzwert des Energie-Nennbereichs – für die Erfassung kritisch sind niederenergetische Röntgen- und γ -Strahlung wie ^{125}I (35 keV) – sowie einen unterschiedlichen Wirkungsgrad besitzen. Im Allgemeinen weisen diese „Ionisationsdetektoren“ für γ -Strahlung einen Wirkungsgrad von nur 3–6 % auf!

Als Kontaminationsmonitore haben sich in der Praxis großflächige, **gasverstärkte Proportionalzähler** (200 cm² Messfenster) bewährt. Man unterscheidet zwischen *offenen*, zählgasumspülten (Methan, Butan, Argon-Methan) Detektoren oder *geschlossenen*, mit Xenon gefüllten Zählfenstern. Bei letzteren, deren Handhabung sehr bequem ist, kann über längere Zeit ein Verlust des Zählgases erfolgen, sodass sich die Zählhaube verschlechtert. Es ist die Aufgabe des Strahlenschutzbeauftragten, die Zählgasfüllung zu erneuern und die Funktionstüchtigkeit der Strahlungsmessgeräte zu gewährleisten (Tab. A1.7).

Szintillationsdetektoren

Eine wesentlich zuverlässigere Detektion von γ -Strahlen gelingt mit **Szintillationsdetektoren**, die einen Szintillationskristall (z. B. NaI mit 1 % Thalliumiodid) oder Kunststoffszintillatoren enthalten, die durch Wechselwirkung mit ionisierender Strahlung über den photoelektrischen Effekt Fluoreszenzlichtblitze abgeben, welche über einen Sekundärelektronenvervielfacher sehr empfindlich registriert werden können. Szintillatoren haben den Vorteil, dass die Gammaenergie relativ genau bestimmt werden kann. Auch in (Groß)Flächendetektoren werden zunehmend Kunststoffszintillatoren eingesetzt. Sie sind mechanisch stabiler und, da die Schutzfolie hauptsächlich Lichtschutz des Detektors ist, auch für α -Strahlung geeignet.

Film- und Festkörperdosimeter zur Erfassung der Personendosis

Gemäß geltenden Rechtsvorschriften erfolgt die amtliche Überwachung der Personendosis mittels *Filmplakette*, *Glas-* und *Ringdosimeter*. Die Dosimeter müssen ab August 2011 geeignet sein, die $H_p(10)$ bzw. $H_p(0,07)$ zu messen (s. Abschnitt A1.2.1)

Film(plaketten)dosimeter Das Nachweisprinzip des Filmdosimeters beruht auf der Schwärzung einer fotografischen Emulsion durch ionisierende Strahlen. Die Schwärzung ist abhängig von der Strahlungsart, -intensität und -dauer. Mithilfe bekannter Strahlungsdosen kann man die Schwärzung eichen und somit Aussagen über die bezogene Strahlungsdosis machen. Durch das Anbringen verschiedener Strahlenabsorber, wie Kupfer- und Bleifilter mit unterschiedlicher Dicke und in verschiedener Geometrie, erhält man je nach Schwärzungsmuster Auskunft über die Strahlungsart, eventuell auch einzelner Komponenten, deren Dosisanteile *und* die Richtung der Strahlungsexposition – von vorn (Frontal- bzw. Oberflächenexposition) oder von hinten, was auf eine außerordentliche, kritische Strahlenbelastung schließen ließe. Aufgrund dieser Unterscheidungsmöglichkeit ist das korrekte Anbringen der Filmplakette auf dem Laborkittel in Brusthöhe Pflicht (und nicht in der Kitteltasche oder hinteren Hosentasche). Die untere Nachweisgrenze des Filmplakettendosimeters liegt bei 0,1 mSv im Monat. Der Film wird monatlich von einer Prüfstelle ausgewertet. Der entwickelte Film ist ein Dokument, auf das noch nach Jahren zurückgegriffen werden kann. Nachteilig wirkt sich der geringe Dynamikbereich (0,1–1000 mSv) und eine relativ große Messunsicherheit bei geringen Dosen aus. Zur Messung der $H_p(10)$ können Gleitschattendosimeter verwendet werden.

Phosphatglas-Dosimeter Zur Bestimmung der Personendosis werden zunehmend Phosphatglas-Dosimeter eingesetzt. Bei ihnen beruht die Dosisbestimmung auf der Bildung von Leuchtzentren durch ionisierende Strahlung. Das Auslesen erfolgt durch Anregen der Zentren mit gepulstem UV-Laser, der zu einer orangefarbenen Fluoreszenz führt, deren Intensität proportional zur Dosis ist. Die Leuchtzentren werden dadurch nicht zerstört, sodass der Detektor wiederholt ausgelesen werden kann.

Ringdosimeter Als zweites amtliches Dosimeter wird das Ringdosimeter ausgegeben, das immer dann zu tragen ist, wenn beim Umgang mit ionisierenden Strahle(r)n die Hände einer stärkeren Belastung als der übrige Körper ausgesetzt sind. Im Ring ist ein Thermolumineszenz-Dosimeter angebracht, das eine anorganische Kristallverbindung wie Calciumfluorid, Lithiumfluorid oder Lithiumborat enthält. Durch ionisierende Strahlung werden diese Moleküle in einen metastabilen Anregungszustand überführt. Die Auswertung erfolgt durch Erhitzen auf 200–400 °C, wobei die angeregten Moleküle unter Emission von Lichtquanten in den Grundzustand zurückkehren. Die Intensität dieser Thermolumineszenz ist proportional der absorbierten Strahlungsdosis. Von Vorteil ist der sehr große dynamische Dosisbereich (0,1 μ Sv–60 Sv) und die Wiederverwendbarkeit. Dem gegenüber steht ein auswertungsbedingter Verlust der Dosisinformation, da diese bei der Auswertung gelöscht wird.

Weder Film- noch Ringdosimeter eignen sich zur Erfassung von ^3H - β -Strahlung.

Halbleiter, Feldeffekttransistor Durch die Kombination einer Ionisationskammer mit einem Feldeffekttransistor werden auf diesem Ladungen gesammelt, die zur Änderung des Widerstands des Transistors führen. Dieser kann durch eine entsprechende Schaltung bestimmt werden. Die Änderung des Widerstands ist proportional zur Dosis. Durch einen entsprechenden Aufbau der Ionisationskammer können Dosismessgeräte für β - und γ -Strahlung gebaut werden. Dosimeter für die γ -Messung sind eichfähig und für die Personendosimetrie zugelassen.

A1.3 Biologische Wirkung ionisierender Strahlung

Die Grundlage der schädigenden Wirkung von ionisierender Strahlung ist ihr Ionisationsvermögen von Molekülen oder Atomen in der Zelle. Betroffen sind davon alle Moleküle in der Zelle, jedoch spielt für Betrachtungen des Strahlenschutzes im Labor (kleine Dosen) nur das Erbmateriale (DNA) eine Rolle. Fehler in der DNA führen zu Zelltod, Verlust der Reproduktionsfähigkeit oder Mutationen, die, wenn sie in der Keimbahn stattfinden, an die Nachkommen weitergegeben werden. Aus Mutationen oder anderen strukturellen Veränderungen in den

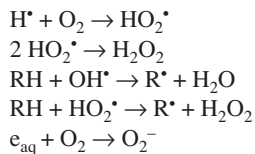
Körperzellen können Transformationen resultieren, die zur Entstehung von Krebs führen können. Besondere Beachtung verdienen auch die teratogenen Schäden, die zu Missbildungen, geistiger Retardierung oder zur Krebsinduktion führen können. Die Schäden sind dosis- und strahlungsabhängig (s. Abschnitt A1.3.2). Hier spielen der LET der Strahlung und damit die Schadensdichte auf der DNA eine entscheidende Rolle. Während Punktereignisse (Einzelstrangbrüche, Veränderung oder Verlust einer Base, die bevorzugt von dünn ionisierender Strahlung erzeugt werden) in der Regel fehlerfrei repariert werden können, führen Doppelstrangbrüche oder der Verlust gegenüberliegender Basen häufig zu Mutationen und Verlust der Zellteilungsfähigkeit.

Besonders empfindlich gegenüber ionisierender Strahlung sind sich teilende Gewebe, wie das blutbildende System und die Schleimhäute. Ebenso beruhen ein Teil der teratogenen Schäden und die hohe Strahlenempfindlichkeit von Kindern auf diesem Effekt.

Bei der Wirkungsweise der Strahlen unterscheidet man die direkte und die indirekte Wirkung.

Direkte Wirkung: Durch primäre Interaktion mit der Strahlung wird das biologische Molekül direkt modifiziert.

Indirekte Wirkung: Unter Einwirkung von Strahlung kommt es zunächst zu einer *Radiolyse von Wasser*. $\text{H}_2\text{O} \rightarrow \text{H}^\bullet + \text{OH}^\bullet$. Dabei kommt der Entstehung des OH^\bullet und aquatisierter Elektronen für die Schädigung eine besondere Bedeutung zu. Durch dieses Radikalpaar können über Folgereaktionen, zum Beispiel:



starke Oxidantien oder organische Molekülradikale gebildet werden, die letztendlich eine chemische Modifikation wichtiger Biomoleküle verursachen (Oxidation, Dimerisierung von Thyminen, Degradation von ungesättigten Fettsäuren, Aufbrechen von Disulfidbrückenbindungen in Proteinen).

In letzter Konsequenz manifestieren sich Strahlenschäden durch:

- 1. Zelltod**, das heißt die Zellen sind so stark geschädigt, dass sie absterben oder nach ein bis zwei Teilungen nicht mehr in der Lage sind, sich weiter zu teilen und zugrunde gehen.
- 2. Mutation oder Transformation von Zellen**, das heißt die Zellen tragen Erbschäden in sich, die den Stoffwechsel der Zelle oder ihre Funktion verändern können oder die alleine oder mit nachfolgenden Schäden zusammen zu einem unkontrollierten Wachstum der Zellen führen können.

Entsprechend der Dosisabhängigkeit der Entstehung der Schäden unterscheidet man zwischen stochastischen, das heißt den Gesetzen der Wahrscheinlichkeit unterliegenden Schäden, und deterministischen (nicht vermeidbaren) Schäden.

A1.3.1 Deterministische (nicht stochastische) Strahlenschäden

Deterministische Strahlenschäden treten immer dann auf, wenn Gewebe zeitlich und räumlich begrenzt stark geschädigt wird. Sie haben, abhängig vom betrachteten Schaden, eine Schwellendosis, unterhalb derer sie nicht auftreten und oberhalb derer der Schweregrad zunimmt. In den durch Zelltod betroffenen Bereichen können die wenigen teilungsfähigen Zellen den strahlenbedingten Zelltod nicht mehr ausgleichen, sodass es zu einem zum Teil lokalen (z. B. Haut), zeitlich begrenzten oder dauerhaften Versagen des Organs kommt. Typische nicht stochastische Strahlenschäden sind:

- Frühschäden, auch akute Schäden genannt, die kurze Zeit nach der Einwirkung einer hohen Strahlendosis in Erscheinung treten (z. B. Durchfall durch Schädigung des Magen-Darm-Trakts, Schädigung des Blutbilds).
- Spätschäden, die nicht zu einer Krebserkrankung führen (z. B. Trübung der Augenlinse (Strahlenkatarakt), Beeinträchtigung der Fruchtbarkeit).
- Schäden bei Neugeborenen nach einer Bestrahlung im Mutterleib (z. B. Missbildungen).

Tabelle A1.8 zeigt die Erscheinungsformen der Strahlenkrankheit auf.

Tabelle A1.8 Ganzkörperdosis und Erscheinungsform der akuten Strahlenkrankheit

Dosis	Krankheitsbild
< 1 Sv	keine Symptome, gelegentlich leichte Übelkeit
1 bis 2 Sv	gelegentlicher Strahlenkater, Übelkeit und Erbrechen, temporäre Schädigung des Blutbildes, nicht letal
ab 2 Sv	Übelkeit und Erbrechen nach Minuten, Hautrötung, LD_0 Mensch
ab 3 Sv	erhebliche Störung des Allgemeinbefindens, massive Durchfälle, Schock, Hautveränderungen, evtl. letal
ab 4 Sv	kritischer Allgemeinzustand, LD_{50} Mensch
ab 5 Sv	mittelletal
ab 8 Sv	LD_{100} Mensch in 30 Tagen
50–100 Sv	akute toxische Wirkung, Krämpfe, Blutungen
>1000 Sv	Zerstörung des Nervensystems („Sekundentod“)

Dosis, Dosisleistung und akute Strahlenschäden

Beim regelgerechten Umgang mit offenen Nucliden oder Strahlern im Labor sind akute Strahlenschäden beim Erwachsenen nicht zu erwarten, wohingegen deutlich darauf hingewiesen werden muss, dass die Schwelldosen für teratogene Schäden in Dosisbereichen, die für den Strahlenschutz relevant sind, durchaus erreicht werden können (z. B. 50–100 mGy für Fehlbildungen, 40–60 mGy Verdopplungsdosis für maligne Neubildungen). Die gesundheitlichen Risiken einer Teilkörperbestrahlung sind natürlich geringer als die einer Ganzkörperbestrahlung. Während erstere zu einer Schädigung einzelner Körperteile oder Organe führt, treten bei einer kurzzeitigen Ganzkörperbestrahlung alle Symptome gleichzeitig auf und rufen die akute Strahlenkrankheit hervor (Tab. A1.8). Die ersten Symptome treten innerhalb von ein bis vier Tagen in Erscheinung.

Verhältnismäßig empfindlich reagieren die Keimdrüsen. Schon Dosen ab 1 Sv können zu zeitweiliger, teilweise sogar völliger Sterilität führen. Besonders hingewiesen sei auf die Strahlenempfindlichkeit der Augen, deren Exposition beim Umgang mit Strahlung oft mit Teilkörperdosimetern überwacht werden muss. Je rascher eine Zellart sich vermehrt oder sich regeneriert, desto strahlenempfindlicher ist sie. Rotes Knochenmark und Lymphgewebe sind besonders anfällig, es folgen Haut und der Gastrointestinaltrakt; das Nervensystem ist am unempfindlichsten.

A1.3.2 Stochastische Strahlenschäden und Krankheitsrisiko

Stochastische Strahlenschäden treten immer dann auf, wenn einzelne Zellen betroffen sind. Im Organismus fällt der Tod einzelner Zellen nicht auf, sondern wirkt sich erst aus, wenn sehr viele Zellen gleichzeitig an ihrer Vermehrung gehindert werden (s. deterministische Schäden). Die zweite Erscheinungsform sind Mutationen. Dabei sind einzelne Zellen getroffen, die sich dann vermehren, sodass Klone mit mutierten Zellen entstehen. Sind Körperzellen davon betroffen (**somatische Mutation**), so treten die Zellveränderungen in der Regel dann zutage, wenn es sich um neoplastische Transformationen handelt, die nach einer Latenzzeit von meh-

Tabelle A1.9 Krebssterblichkeit pro 10 mSv Dosis und 1 Million Personen (nach ICRP 60)

Krebsart	Todesfälle	Latenzzeit (in Jahren)
Blasenkrebs	30	
Brustkrebs	20	22
Dickdarm	85	
Leber	15	
Lungenkrebs	85	20
Knochenmark (Leukämie)	50	10
Oesophagus	30	
Knochenkrebs	5	
Eierstock	10	
Schilddrüsenkrebs	8	22
Haut	2	
Magen	110	
Sonstige	50	20–40
Summe Personen	500	

Das Gesamtrisiko beträgt ca. 0,05/Sv.

renen Jahren zu einer Krebserkrankung führen. Das strahleninduzierte Karzinom unterscheidet sich nicht von einer Krebserkrankung, die spontan oder anders induziert auftritt. Es ist daher sehr schwierig, bei einer bestrahlten Einzelperson das Auftreten eines Tumors oder von Leukämie mit Sicherheit auf eine Strahleneinwirkung zurückzuführen. Wenn man die Strahlendosis kennt, kann man jedoch die Wahrscheinlichkeit für das Auftreten eines Strahlenschadens angeben. Grundlage hierfür sind Studien über das Strahlenkrebsrisiko von Überlebenden der Atombombenexplosionen in Hiroshima und Nagasaki (120 000 Personen) sowie von Patienten, die einer Strahlentherapie unterzogen wurden.

Die Internationale Strahlenschutzkommission gibt die in Tabelle A1.9 aufgeführten Schätzwerte für Krebsrisiko an.

Für schwerwiegende genetische Effekte gelten 100 Erbschäden pro 1 Million Personen und 10 mSv (UNSCEAR 2001).

Zum Vergleich: Von einer Million Personen müssen etwa 200 000 Personen damit rechnen, an einem spontan entstandenen Krebs zu sterben (Risiko ca. 1:5).

Bei den Angaben der ICRP handelt es sich um Mittelwerte für die Bevölkerung ohne Alterskorrektur. Findet die Bestrahlung im Alter unter 20 Jahren statt, so steigt das Risiko, an einem strahleninduzierten Krebs zu erkranken, bis zu einem Faktor 3 gegenüber der Bestrahlung im Alter von ca. 40 Jahren.

Treten die Mutationen in den Keimdrüsen auf (**Keimbahnmutationen**), so können sie an die Nachkommen weitergegeben werden. Je nach Mutationsstelle sind sie rezessiv oder dominant und kommen so direkt, in der ersten oder der zweiten Generation oder noch später zum Tragen, wobei die Wahrscheinlichkeit bei späteren Generationen sehr stark abnimmt. Konventionelle Annahmen, beruhend auf Mäuseexperimenten, gehen von einer Verdopplungsdosis von 1 Gy aus (Steigerung von 10 % auf 20 % bei Bestrahlung mit 1 Gy). Neue Studien (UNSCEAR 2001) gehen beim Menschen von einer Steigerung um 1 % bei Bestrahlung von 1 Sv, also einer geringeren strahleninduzierten Mutationsrate gegenüber den Mäusen, aus.

A1.3.3 Natürliche und zivilisatorische Strahlenexposition

Der Stellenwert von Grenzwerten für effektive Körperdosen (für beruflich strahlenexponierte Personen) und die Vorsicht, welche die Internationale Strahlenschutzkommission bei der Festlegung walten ließ, wird dann offensichtlich, wenn man, wie zuvor geschehen, die Grenzwerte

Tabelle A1.10 Mittlere effektive Jahresdosis aus natürlicher und zivilisatorischer Strahlenexposition

Natürliche Strahlenexposition*	Mittlere effektive Jahresdosis (in mSv/Jahr)
kosmische Strahlung (extern)	0,38
terrestrische Strahlung γ -Strahlung der radioaktiven Stoffe im Boden und im Baumaterial der Häuser (extern)	0,48
kosmogene Radionuclide (^3H , ^7Be , ^{14}C , ^{22}Na (intern))	0,012
primordiale Nuclide (intern) (^{40}K , ^{87}Rb , ^{238}U -Reihe, ^{232}Th -Reihe, ^{222}Rn , ^{220}Rn)	1,54
Summe natürliche Strahlenexposition	2,4
Zivilisatorische Strahlenexposition	
Medizin stellt den größten Anteil der zivilisatorischen Strahlenexposition einige Röntgenaufnahmen:	2,0
Zahnaufnahme	0,01 mSv
Mammografie	0,5 mSv
Lendenwirbelaufnahme	2 mSv
Dickdarm	20 mSv
Computertomografie Kopf	2 mSv
Computertomografie Bauch	30 mSv
<i>fall-out</i>	0,01
Technik und Forschung	0,02
Kernkraftwerke radioaktive Emission	0,001
Kohlekraftwerke	0,001
Summe zivilisatorische Strahlenexposition	ca. 2
Summe der natürlichen + zivilisatorischen Strahlenexposition	$\approx 4,4$

* Nach UNSCEAR-Report 2000.

te mit den für Strahlenschäden verantwortlichen Dosiswerten vergleicht. Darüber hinaus ist eine Gegenüberstellung mit der natürlichen und zivilisatorischen Strahlenexposition (Tab. A1.10) – besonders im medizinischen Bereich (Tab. A1.11) – lohnenswert. Natürliche radioaktive Stoffe, die der Mensch über Nahrung und Atemwege aufnimmt, sind ^{40}K , ^{14}C , ^{220}Rn , ^{222}Rn und deren Zerfallsprodukte. Außerdem erfolgt noch eine Belastung durch kosmische und terrestrische Strahlung.

Infolge des Reaktorunfalls von Tschernobyl trat eine zusätzliche mittlere Strahlenbelastung von 0,5–2 mSv/Jahr auf.

Tabelle A1.11 Mittlere Strahlendosis bei nuclearmedizinischen Untersuchungen und Therapie mit applizierten (offenen) Radionucliden (ICRP 53, ICRP 80)

Untersuchung	Radionuclid	Aktivität (in MBq)	Keimdrüsen (in mGy)	Knochenmark (in mGy)	Untersuchtes Organ (in mGy)	Ganzkörper (in mSv)
Schilddrüse	$^{99\text{m}}\text{Tc}$	70	0,7	0,36	1,54	0,91
	^{131}I *	500	21	50	320000	63,50**
Niere	$^{99\text{m}}\text{Tc}$	100	0,54	0,0093	0,34	0,70
Knochen	$^{99\text{m}}\text{Tc}$	500	1,80	4,60	31,5	2,85

* 45 % uptake, ICRP 53; ** ohne Schilddrüse.

A1.4 Organisation des Strahlenschutzes: Voraussetzungen für den Umgang mit Radionucliden und Röntgenstrahlen

A1.4.1 Der Strahlenschutzverantwortliche und Strahlenschutzbeauftragte

Für die Durchführung des innerbetrieblichen Strahlenschutzes sind der **Strahlenschutzverantwortliche** und der **Strahlenschutzbeauftragte** zuständig (s. §§31–33 StrlSchV). Der Strahlenschutzverantwortliche ist in der Regel der Unternehmer, der Firmeninhaber, der Abteilungs- oder Institutsleiter. Die praktische Durchführung und die Umsetzung geltender Vorschriften ist jedoch letztendlich die Aufgabe des Strahlenschutzbeauftragten, der vom Strahlenschutzverantwortlichen *schriftlich* bestellt wurde. Der Strahlenschutzbeauftragte ist weisungsberechtigt und sollte, wenn erforderlich, Entscheidungen bezüglich des Strahlenschutzes auch gegen den Willen seines Vorgesetzten durchsetzen können. Bei Verletzung seiner Pflichten ist er, wie auch der Strahlenschutzverantwortliche, straf- und zivilrechtlich haftbar. Zur Ausübung seiner Tätigkeit muss der Strahlenschutzbeauftragte folgende Kriterien erfüllen:

- Nachweis der Fachkunde im Strahlenschutz (Aktualisierung alle fünf Jahre),
- Berufserfahrung im Umgang mit radioaktiven Stoffen und ionisierenden Strahlen,
- innerbetriebliches Durchsetzungsvermögen,
- Zuverlässigkeit.

Pflichten des Strahlenschutzverantwortlichen und des Strahlenschutzbeauftragten im nicht-medizinischen Bereich sind:

1. Erstellen und Überarbeiten einer innerbetrieblichen Strahlenschutzanweisung (§34 StrlSchV). Es ist eine Strahlenschutzanweisung zu erlassen. Diese kann Bestandteil sonstiger erforderlicher Betriebsanweisungen sein. Unter anderem sollten folgende Punkte darin enthalten sein:

- Organisation des Strahlenschutzes,
- Regelung des für den Strahlenschutz wesentlichen Betriebsablaufs (z. B. Räumlichkeiten, Zuständigkeiten, Arbeitsanweisungen, Lagerung, Umgang mit Abfällen),
- Alarmpläne, Alarmübungen,
- Verfahren zur Ermittlung der Körperdosen,
- Regelungen zur Vorbeugung von Störmaßnahmen durch Dritte.

2. Unterweisung (StrlSchV s. §38). Die Unterweisung muss *vor* Ausübung einer genehmigungspflichtigen Tätigkeit oder dem Zutritt zum Kontrollbereich erfolgen. Diese Unterweisung ist mindestens einmal im Jahr durchzuführen. Über Inhalt und Zeitpunkt der Unterweisung sind Aufzeichnungen zu führen, die von den belehrten Personen zu unterzeichnen sind.

3. Antrag auf Genehmigung zum Umgang mit radioaktiven Stoffen. Hier gilt die Faustregel, dass der Umgang mit radioaktiven Stoffen grundsätzlich der Genehmigung seitens der entsprechenden Behörde bedarf.

Genehmigungsfrei ist beispielsweise der Umgang

- mit radioaktiven Stoffen, deren Aktivität oder deren spezifische Aktivität unterhalb der in der StrlSchV festgelegten Grenzwerte ist. Bei mehreren vorhandenen Nucliden darf die Summe der anteiligen Freigrenzen der vorhandenen Nuclide 1 nicht überschreiten (Gleichung A1.11, Tab. A1.12).

$$\sum \frac{A_i}{FG_i} \leq 1 \quad (\text{A1.11})$$

Mit A_i : vorhandene Aktivität des Nuclids i
 FG_i : Freigrenze des Nuclids i

Tabelle A1.12 Freigrenzen hinsichtlich Aktivität und spezifischer Aktivität nach StlSchV (2001) Anlage III Tabelle 1 Spalte 2–4 und Grenzwerte für Oberflächenkontaminationen

Nuclid	Freigrenzen		Oberflächenkontaminationen (in Bq cm ⁻²)
	Aktivität (in Bq)	Spezifische Aktivität (in Bq g ⁻¹)	
³ H	1 · 10 ⁹	1 · 10 ⁶	100
¹⁴ C*	1 · 10 ⁷	1 · 10 ⁴	100
³² P	1 · 10 ⁵	1 · 10 ³	100
³⁵ S**	1 · 10 ⁸	1 · 10 ⁵	100
⁶⁰ Co	1 · 10 ⁵	1 · 10 ¹	1
¹²⁵ I	1 · 10 ⁶	1 · 10 ³	10
¹³¹ I	1 · 10 ⁶	1 · 10 ²	10

* Für ¹⁴C-Monoxid und -Dioxid gelten höhere Werte.

** Für ³⁵S-Gas gelten um den Faktor 10 höhere Werte.

- wenn bauartzugelassene Vorrichtungen verwendet werden, in die radioaktive Stoffe umschlossen und berührungssicher eingefügt werden. Die Aktivität ist dabei auf das 10-Fache der Freigrenze beschränkt, die Dosisleistung in 10 cm Entfernung von der Oberfläche darf 1 μ Sv/h nicht überschreiten. (Näheres s. StrlSchV §§8,12, Anlage II).

Genehmigungsbedürftiger Umgang

- für alle sonstigen radioaktiven Stoffe.
- 4. Vorstellung der Mitarbeiter beim ermächtigten Arzt.** Die StrSchV fordert, dass beruflich strahlenexponierte Personen der Kategorie A innerhalb eines Jahres vor Beginn der Tätigkeit im Kontrollbereich von einem ermächtigten Arzt untersucht wurden, der eine Unbedenklichkeitsbescheinigung ausstellen muss. Bei Weiterbeschäftigung im Kontrollbereich muss die Untersuchung vor Ablauf eines Jahres seit der letzten Beurteilung erneut durchgeführt und die gesundheitliche Unbedenklichkeit bescheinigt werden (s. StrlSchV §60).
 - 5. Überwachung der Personen-Dosimetrie.** Prinzipiell ist beim Umgang mit Radioisotopen ein Personendosimeter zu tragen, obwohl dies eigentlich nach §40 der StrSchV „erst“ ab Tätigkeiten im Kontroll- und Sperrbereich vorgeschrieben ist. Für Personen, die regelmäßigen Umgang mit radioaktiven Stoffen haben, kommt in erster Linie ein Film- oder Glasdosimeter in Kombination mit einem Ringdosimeter in Betracht, während Personen, die sich nur gelegentlich im Kontrollbereich aufhalten, mit einem direkt ablesbaren elektronischen Dosimeter überwacht werden. Die Auswertung des Ring- und Filmdosimeters hat durch eine amtliche Prüfstelle (z.B. Helmholtz Zentrum München) in monatlichen Abständen zu erfolgen. Das Filmdosimeter ist während der Arbeit auf Brusthöhe und auf Grund des asymmetrischen Aufbaus in richtiger Orientierung zu tragen.
 - 6. Weitere Pflichten (nicht vollständig).** Weitere Pflichten des Strahlenschutzbeauftragten sind unter anderem: regelmäßige Kontaminationskontrolle (Wischtests), Meldung über Abgabe von radioaktivem Abfall, Dichtheitsprüfung umschlossener radioaktiver Stoffe, Funktionsprüfung von Strahlungsmessgeräten, jährliche Bilanzierung des Isotopenbestands, Kennzeichnung der Strahlenschutzbereiche, Ortsdosismessung in den Strahlenschutzbereichen.

Nur wenn die Umgangsgenehmigung der zuständigen Behörde vorliegt und die darin geforderten Auflagen sowie die gesetzlich vorgegebenen Notwendigkeiten, zu denen die Punkte 1 bis 5 gehören, realisiert wurden, ist der Umgang mit Radioisotopen gestattet.

A1.4.2 Dosisgrenzwerte und Strahlenschutzbereiche

Die Festlegung der beruflich strahlenexponierten Personenkategorie und die Einteilung der innerbetrieblichen Strahlenschutzbereiche basiert auf bestimmten Grenzwerten für effektive

Tabelle A1.13 Personenkreis und höchstzulässige effektive Ganzkörperdosis

Personenkreis	maximale Ganzkörperdosis
nicht beruflich strahlenexponierte Personen	1,0 mSv/Jahr
beruflich strahlenexponierte Personen der Kategorie B	6 mSv/Jahr
beruflich strahlenexponierte Personen der Kategorie A	20 mSv/Jahr
Maximale Lebensarbeitszeit-Dosis	400 mSv

Ganzkörperdosen, die bei Daueraufenthalt, das heißt bei einer jährlichen Arbeitszeit von 2000 Stunden (50 Wochen · 40 Stunden/Woche) verursacht werden können. Ein Vergleich mit den *Ganzkörperdosen und akuten Strahlenschäden* (Tab. A1.8) und den durch Medizin und Diagnostik bedingten *Körperdosen* (Tab. A1.10 und A1.11) verdeutlicht, mit welcher Vorsicht die Internationale Strahlenschutzkommission bei der Festlegung der folgenden Grenzwerte zu Werke ging (Tab. A1.13).

Zu beachten ist, dass die Jahresganzkörperdosis nicht durch eine einmalige, aber intensive Strahlenexposition erreicht werden darf, sondern innerhalb von drei aufeinanderfolgenden Monaten nur maximal die Hälfte der zulässigen Jahreshöchstdosis betragen darf. Bei Frauen im gebärfähigen Alter (bis 45) darf die monatliche Gonadendosis von 2 mSv nicht überschritten werden.

Die Strahlenschutzbereiche (Tab. A1.14) müssen wie folgt gekennzeichnet sein:

1. Sperrbereich

„SPERRBEREICH – KEIN ZUTRITT“

Strahlenzeichen (Flügelrad) und die Worte „VORSICHT STRAHLUNG“, „RADIOAKTIV“, „KERNBRENNSTOFFE“ oder „KONTAMINATION“.

Der Sperrbereich ist ein abzugrenzender Bereich innerhalb des Kontrollbereichs. Er dürfte aufgrund der zulässigen sehr hohen Ortsdosisleistung in den Biowissenschaften kaum anzutreffen sein.

2. Kontrollbereich

„KONTROLLBEREICH“

Strahlenzeichen und die Worte „VORSICHT STRAHLUNG“, „RADIOAKTIV“, „KERNBRENNSTOFFE“ oder „KONTAMINATION“. Es sind die Zugangsbeschränkungen für Schwangere besonders zu beachten (Dosis während der Schwangerschaft <1 mSv, Ausschluss von Inkorporation).

3. Überwachungsbereich

bedarf nicht grundsätzlich einer Kennzeichnung als Bereich, jedoch einer deutlichen Kennzeichnung am Raum- oder Laborzugang und an darin befindlichen Geräten, Behältnissen, Umhüllungen mit dem Strahlenzeichen und „VORSICHT RADIOAKTIV“, wenn in dem Raum mit radioaktiven Stoffen umgegangen wird. Der Zugang zu Überwachungsbereichen ist beschränkt (StlSchV §37).

Tabelle A1.14 Abgrenzung der Strahlenschutzbereiche

Strahlenschutzbereich	Grenzwerte der effektiven Ganzkörperdosis	Bemerkungen
Sperrbereich	Dosisleistung > 3 mSv/h	innerhalb des Kontrollbereichs. Zugang nur aus zwingenden Gründen und <i>nur</i> für oder in Begleitung des Strahlenschutzbeauftragten
Kontrollbereich	effektive Dosis > 6 mSv/Jahr oder > 45 mSv für die Augenlinse oder > 150 mSv für Haut, Hände, Unterarme, Füße, Knöchel	Grenzwerte der effektiven Körperdosen für Kategorie-A- und -B-Personen beachten; gilt auch für Sperrbereich
Überwachungsbereich	effektive Dosis > 1 mSv/Jahr oder > 15 mSv für die Augenlinse oder > 50 mSv für Haut, Hände, Unterarme, Füße, Knöchel	innerhalb des Betriebes; z. B. ein Labor, das an einen Kontrollbereich grenzt

Nach §68 der StrSchV sind prinzipiell alle Anlagen, Geräte, Vorrichtungen, Räume, Schutzbehälter, Aufbewahrungsbehältnisse und Umhüllungen, in denen sich radioaktive Stoffe mit einer anzeige- oder genehmigungspflichtigen, also oberhalb der Freigrenze liegenden Aktivität befinden, zu kennzeichnen.

Wie aus Tabelle A1.14 ersichtlich, sind die verschiedenen Strahlenschutzbereiche durch zulässige Dosisgrenzwerte genau definiert. Die Praxis verlangt jedoch eine einfache, transparente und unmissverständliche Regelung mit „*was, wo und mit wie viel Aktivität*“ umgegangen werden darf. Diese sollte dann wie folgt aussehen:

- bis zum zehnfachen der Freigrenze: Überwachungsbereich,
- oberhalb der zehnfachen Freigrenze bis zur maximalen, in der Umgangsgenehmigung festgelegten Aktivität: nur Kontrollbereich.

A1.5 Praktische Umsetzung des Strahlenschutzes: allgemeine Regeln beim Umgang mit radioaktiven Stoffen

Sind die organisatorischen Bedingungen hinsichtlich des Umgangs mit ionisierenden Strahlen erfüllt (Genehmigung, ärztliche Untersuchung, Personendosimeter, Unterweisung etc.), so steht einem Arbeiten mit Radionucliden nichts mehr im Wege.

A1.5.1 Bestellung von radioaktiven Substanzen

Radionuclide werden nur über den Strahlenschutzbeauftragten bestellt. Hierdurch wird gewährleistet, dass er jederzeit Kenntnis über den abteilungsinternen Isotopenbestand hat und Radionuclid, Aktivität und Experimentator korrelieren kann. Außerdem erleichtert diese Zentralisierung die jährlich von ihm anzufertigende Bilanzierung des Isotopenbestands.

A1.5.2 Lagerung

Nach Lieferung des bestellten Radionuclids sollte das Transportbehältnis vom Strahlenschutzbeauftragten auf Dichtheit bzw. Fremdkontamination geprüft werden. Wird mit radioaktiven Substanzen nicht gearbeitet, so sind sie unter Verschluss, das heißt entweder im Kontrollbereich oder in einem abschließbaren, abgeschirmten Tresor aufzubewahren. Die Proben sind mit Namen, Datum, Isotop und Aktivität zu kennzeichnen.

A1.5.3 Allgemeine Handhabung offener radioaktiver Stoffe

Grundregel des Strahlenschutzes ist die Beachtung der „4 As“:

- **Aktivität** ist auf den niedrigsten der Aufgabenstellung gerecht werdenden Wert zu beschränken.
- **Arbeitszeit** ist auf ein Minimum zu beschränken.
- **Abstand** halten. Es gilt die quadratische Beziehung: doppelter Abstand – 4-fach geringere Dosisbelastung. Beispiele hierfür sind bei der Berechnung der Dosisleistung verschiedener Strahlungsquellen in Abschnitt A1.2.2 aufgeführt.
- **Abschirmung** bietet bei Beachtung der Strahlungsart und einiger Gesetzmäßigkeiten einen besonders effektiven Strahlenschutz (Abschnitt A1.6).

Analog zu den allgemeinen Sicherheitsbestimmungen gilt auch hier: Essen, Rauchen, Trinken und Verwenden kosmetischer Gesundheitsmittel sind beim Umgang mit offenen radioaktiven

Tabelle A1.15 Schutzklassen für Labore (nach DIN 25425-1 (1995))

	Schutzklasse			
	S0 $< 10^{-1} * K$	S2 $10^{-1} * K \leq K < 10^2 * K$	S3 $10^2 K \leq K < 10^5 * K$	S4 $\geq 10^5 * K$
Nuclid	$0,1 * K$	$10^2 * K$	$10^5 * K$	
$^3\text{H}^*$	$4,8 \cdot 10^7$	$4,8 \cdot 10^{10}$	$4,8 \cdot 10^{13}$	
^{14}C	$3,4 \cdot 10^6$	$3,4 \cdot 10^9$	$3,4 \cdot 10^{12}$	
^{32}P	$6,1 \cdot 10^5$	$6,1 \cdot 10^8$	$6,1 \cdot 10^{11}$	
$^{35}\text{S}^*$	$2,1 \cdot 10^6$	$2,1 \cdot 10^9$	$2,1 \cdot 10^{12}$	
^{125}I	$9,1 \cdot 10^4$	$9,1 \cdot 10^7$	$9,1 \cdot 10^{10}$	
^{131}I	$7,1 \cdot 10^4$	$7,1 \cdot 10^7$	$7,1 \cdot 10^{10}$	

*: in organischer Form; K entspricht dem kleineren der Werte der Spalten 5 und 6 in Tabelle A1.5 (Einheit Bq).

Stoffen verboten. Es ist besondere Schutzkleidung (üblicherweise Laborkittel, getrennte Aufbewahrung von der Straßenkleidung) zu tragen. Da das Inkorporationsrisiko möglichst gering gehalten werden muss, ist Pipettieren mit dem Mund verboten. Mit flüchtigen Radionucliden (z. B. Iod) nur in gut ventilierten, mit Kohlefilter ausgestatteten Abzügen bzw. Arbeitsboxen arbeiten.

Beim Arbeiten sind stets *Ringdosimeter* und *Filmplaketendosimeter*, letzteres auf dem Laborkittel in Brusthöhe, zu tragen. Dies gilt auch für Personen, die ausschließlich mit Radionucliden umgehen, deren β -Grenzenergie kleiner 300 keV (z. B. ^3H) und/oder deren Gammaenergie kleiner 35 keV ist. Die amtlichen Personendosimeter sind monatlich von der Prüfstelle auszuwerten. Werden ablesbare Dosimeter benutzt, müssen die registrierten Dosiswerte täglich protokolliert werden. Die experimentellen Manipulationen sind durch einen empfindlichen Flächenkontaminationsmonitor zu überwachen.

Beim Tragen von Handschuhen (PVC, Latex) ist zu berücksichtigen, dass diese zwar Schutz vor Hautkontamination bieten, als Abschirmung aber – mit Ausnahme von α - und sehr schwachen β -Strahlern – unwirksam sind. Das Tragen von Handschuhen birgt das Risiko einer Kontaminationsverschleppung, die durch Sorgfalt zu vermeiden ist.

Entsprechend der Umgangsaktivität (Tab. A1.15) dürfen die Arbeiten nur in den dafür bestimmten Strahlenschutzbereichen ausgeführt werden.

Entsprechend der Umgangsaktivität müssen die Arbeiten in den zuständigen Strahlenschutzbereichen bzw. Labortypen ausgeführt werden. Wird außerhalb des Kontrollbereiches gearbeitet, sind sämtliche Glasgefäße, Geräte, Pipettierhilfen etc. mit dem Flügelrad-Radioaktivitätszeichen zu etikettieren.

Sämtliche Arbeiten sollten nur auf einem mit dem Strahlenzeichen gekennzeichneten Tablett ausgeführt werden, das mit einer saugfähig beschichteten Plastikfolie ausgelegt ist.

Arbeiten im Kontrollbereich sind mit Datum, Namen, Isotop, Aktivität und Arbeitsplatz zu protokollieren. *Nach Beendigung des Arbeitsvorgangs ist der Benutzer verpflichtet, eine Kontaminationskontrolle durchzuführen.* Die Kontaminationsfreiheit ist isotonenabhängig durch Wischtests oder durch Oberflächenmessung (Kontaminationsmonitor) zu überprüfen und durch Unterschrift zu protokollieren. Diese Aufzeichnungen sind fünf Jahre aufzubewahren und werden sehr oft bei Begehungen von Strahlenschutzkommissionen eingesehen. Kontaminationen können durch *count-off*-Waschlösungen beseitigt werden. Aus Kontrollbereichen dürfen Gegenstände nur nach vorheriger Feststellung der Kontaminationsfreiheit und nur mit Genehmigung des Strahlenschutzbeauftragten herausgebracht werden.

Grenzwerte für Flächenkontamination sind nuclidspezifisch in der Strahlenschutzverordnung angegeben (dort Anlage III, Tabelle 1; Beispiele in Tab. A1.12). Für den Überwachungsbereich gelten um den Faktor 10, für den Kontrollbereich um den Faktor 100 höhere Werte. Die Werte gelten gemittelt über 300 cm^2 . Man beachte, dass dies erhebliche Aktivitäten sein können.

A1.6 Abschirmung

Für eine optimale Abschirmung sollte man die mit einer Kernumwandlung verbundenen Zerfallsereignisse kennen. So muss beispielsweise bei einer wirkungsvollen Abschirmung gegen ^{60}Co -Strahlung (s. Abb. A1.1) dessen Mischzerfall (ein β -Teilchen und zwei Photonen) beachtet werden.

A1.6.1 Abschirmung vor α -Strahlung

Da typische α -Strahler Elemente mit einer Ordnungszahl größer als 82 sind, haben sie im biochemischen Strahlenschutz keine Bedeutung. Aufgrund der sehr großen ionisierenden Wirkung dieser Strahlung (ca. 60 000 Ionenpaare/cm zurückgelegte Wegstrecke in Luft) ist ihre Reichweite auf wenige Zentimeter begrenzt. Die Reichweite ist abhängig von der Energie des α -Teilchens (Tab. A1.16).

Die Abschirmung vor α -Strahlung ist zu hundert Prozent möglich. Zur vollständigen Abschirmung genügt ein 50 μm starkes Blatt Papier oder eine 2 μm dicke Alufolie.

A1.6.2 Abschirmung vor β -Strahlung

β -Teilchen verlassen den Atomkern mit nahezu Lichtgeschwindigkeit. Ihre Energie geben sie bei Stößen mit Elektronen oder bei Wechselwirkungen mit dem Atomkern (Bremsstrahlung siehe Tab. A1.1) ab, bis sie mit der Umgebung im thermischen Gleichgewicht sind. Je mehr Atome sie treffen, desto rascher erfolgt die Energieabnahme.

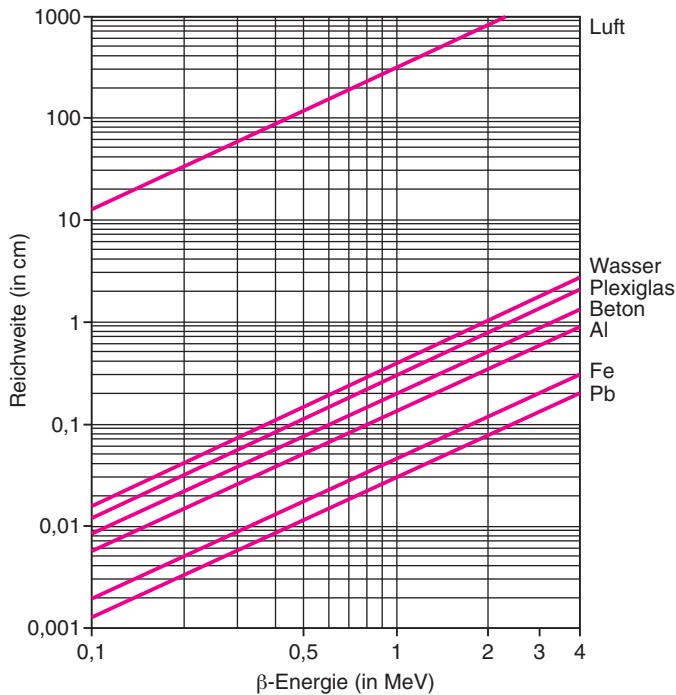
Aufgrund der begrenzten Reichweite von Elektronen in Materie und der Energieverteilung der β -Teilchen (s. Tab. A1.1) verläuft die Abschwächungskurve zunächst exponentiell und bricht dann sehr steil ab. Erst kurz vor dem Erreichen der Reichweite der schnellsten Elektronen (E_{max}) flacht die Kurve wieder ab. Die hier gemessenen Elektronen stammen aus der Röntgenbremsstrahlung mit der Materie.

Obwohl β -Strahlung in der Regel eine geringere Energie besitzt als α -Strahlung (ca. 4–8 MeV), ist die Reichweite eines β -Teilchens aufgrund der größeren Geschwindigkeit und der geringeren Ladung größer (Abb. A1.2). Die Reichweite ist energieabhängig. Für ein β -Teilchen mit $E_{\text{mitt}} = 2,0$ MeV beträgt die mittlere Reichweite in Luft 9 m, in Wasser 9,6 mm, in Aluminium 3,5 mm. Die Reichweite der Tritium- β -Strahlung ist hingegen so gering, dass äußere Hautschichten kaum penetriert werden können. Während die Reichweite bei α -Strahlen gleicher Energie für praktisch alle Teilchen gleich groß ist, variiert die Reichweite in Ausbreitungsrichtung bei Elektronen gleicher Energie im Bereich von 50 % der einer Energie zugeordneten maximalen Reichweite (ohne Umweg) durch das große Streuvermögen, das zu Umwegen des Elektrons im Material führt. Für die Abschirmung von β -Strahlen ergibt sich deshalb die Dicke der Abschirmung aus der Reichweite der Elektronen mit maximaler Energie. Zum Beispiel reicht für ^{32}P ($E_{\text{max}} = 1,7$ MeV, Reichweite $\beta(E_{\text{max}}) = 9$ mm) eine 9 mm dicke Acrylglasabschirmung, um alle β -Teilchen abzuschirmen.

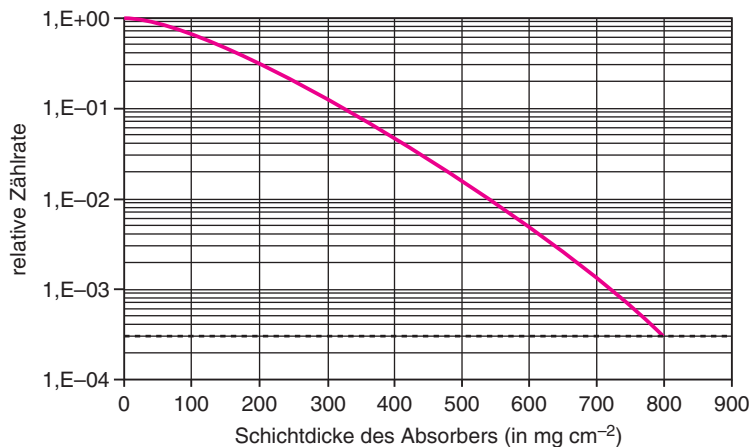
Bei der Wechselwirkung von Elektronen mit Materie kann Röntgenbremsstrahlung entstehen. Diese ist umso stärker und härter, je höher die Ladungszahl des Materials ist (proportional Z^2). Die Entstehung von Bremsstrahlung ist unerwünscht, da sich diese schwer abschirmen lässt. Die Bremsstrahlung muss mit Material hoher Ordnungszahl (z. B. Pb) geschwächt werden (s. unten). β -Strahler werden deshalb mit einer Schicht Material mit geringer Ord-

Tabelle A1.16 Reichweite von α -Partikeln

Energie des α -Partikels (in MeV)	Reichweite in Luft (in cm)	Reichweite in Weichgewebe (in μm)
1	0,3	5
3	1,6	16
6	4,5	56



A1.2 Reichweite von β -Teilchen in Abhängigkeit von der Energie (nach: Jansen *et al.*, 1988).



A1.3 Schwächung der ^{32}P -Aktivität in Abhängigkeit von Abschirmmaterialien mit unterschiedlichen Flächengewichten. Die leichte Krümmung der Kurve ist auf die Energieverteilung der ^{32}P - β -Teilchen zurückzuführen. Bei monoenergetischen Elektronen wäre ein linearer Kurvenverlauf zu verzeichnen. (Nach: Faires und Boswell, 1981.)

nungszahl, bevorzugt Plexiglas, Polyethylen, Polystyrol, PVC, Holz und Aluminium, und beim Umgang mit hohen Aktivitäten zusätzlich mit einer Schicht aus Material mit hoher Ordnungszahl abgeschirmt.

Bei der Abschirmung von β -Strahlen ist nicht nur die Energie des Teilchens, sondern auch die Aktivität des Radionuclids zu berücksichtigen. In Abbildung A1.3 ist die Schwächung von ^{32}P in Abhängigkeit vom Materialflächengewicht der Abschirmung dargestellt. Für die Schwächung von β -Strahlung um die Hälfte ($S_{1/2}$) gilt folgende Beziehung:

$$S_{1/2} = 45 \cdot E_{\text{max}}^{1,5} \cdot \text{mg} \cdot \text{cm}^{-2} \quad (\text{A1.12})$$

Für ^{32}P mit $E_{\text{max}} = 1,7 \text{ MeV}$ beträgt die $S_{1/2} = 100 \text{ mg/cm}^2$. Legt man das spezifische Gewicht von Wasser = 1 000, Plexiglas (Acrylglas) = 1 180, Aluminium = 2 690 und Blei = 11 300 mg/cm^3 zugrunde, so ergeben sich für die vier Abschirmmaterialien folgende $S_{1/2}$: 0,1 cm, 0,084 cm, 0,037 cm und 0,009 cm.

Da in der Praxis nur selten mit so hohen Aktivitäten umgegangen wird, ist in der Regel eine Abschirmschichtdicke von 15 mm Acrylglas für die vollständige Abschirmung, auch von harten β -Strahlern, ausreichend.

β -Strahler mit Energien kleiner 1 MeV werden durch Glasgefäße völlig abgeschirmt; befinden sie sich in Lösung, wirkt diese selbst als Abschirmmaterial. Für einen 2- bzw. 3-MeV- β -Strahler bietet eine Schichtdicke des Glases von 4 bzw. 7 mm ausreichenden Schutz.

Im Falle von β^+ -Teilchen kann Vernichtungsstrahlung ($E_\gamma = 0,511$ MeV) erzeugt werden. Diese sekundär erzeugte Photonenstrahlung gilt es, durch eine zusätzliche Bleischicht – in der Reihenfolge Strahlungsquelle, Plexiglas, Blei – abzuschirmen, oder man wählt schon von vornherein eine reine Bleiabschirmung, die allerdings undurchsichtig und zudem teuer ist.

A1.6.3 Abschirmung vor Photonenstrahlung

Die Abschirmung von γ - oder Röntgenstrahlen ist sehr viel schwieriger, da Photonenstrahlung im Vergleich zu α - oder β -Strahlung eine erheblich größere Penetrationsfähigkeit von Materie besitzt. Ursächlich liegt dies in dem wesentlich geringeren Ionisierungsvermögen – spezifisches Ionisierungsvermögen in Luft: nur ca. 1,5 Ionenpaare pro cm gegenüber 60 000 von α -Teilchen und 60 von β -Teilchen. Während Teilchenstrahlen praktisch auf die Geschwindigkeit null abgebremst werden, wird bei Photonen die Anzahl der in einer gewissen Tiefe des Materials vorhandenen Photonen reduziert. Das bedeutet, dass durch *Absorption* und durch *Streuung* die Strahlungsintensität abgeschwächt wird. Die Abschwächung folgt analog dem Zerfallsgesetz einer exponentiellen Funktion, wobei hier die Schichtdicke in der Formel der Materie der spezifischen Zerfallszeit entspricht. Die Dicke der Halbwertsschicht (HWS) bzw. der Zehntelwertsschicht (ZWS) ist die Schichtdicke eines bestimmten Materials, durch die eine Photonenstrahlung auf die Hälfte bzw. auf ein Zehntel ihrer Ursprungsintensität abgeschwächt wird. HWS und ZWS sind von der Energie der Photonenstrahlung und von der chemischen Natur (Ordnungszahl) des Absorbers abhängig (Tab. A1.17).

Tabelle A1.17 Halbwerts- und Zehntelwertsschichtdicken für Abschirmmaterialien bei Photonenenergien von 0,1–10 MeV

Energie (MeV)	Blei		Eisen		Normalbeton		Wasser	
	HWS (cm)	ZWS (cm)	HWS (cm)	ZWS (cm)	HWS (cm)	ZWS (cm)	HWS (cm)	ZWS (cm)
0,1	0,1	0,3	0,8	2,1	4,7	8,2	21	30
0,2	0,2	0,55	1,3	3,4	7,6	14,6	27	45
0,3	0,3	0,9	1,8	4,5	9,9	19,7	28	51
0,4	0,4	1,3	2,3	5,4	11,3	23,7	28	54
0,5	0,5	1,6	2,6	6,2	12,3	25,8	28	57
0,6	0,7	2,1	2,8	6,8	12,4	26,8	27	57
0,8	1,0	3,1	3,2	7,8	12,6	28,4	27	60
1,0	1,3	3,8	3,4	8,5	12,9	29,9	28	62
1,5	1,7	5,1	3,8	10,0	13,6	34,0	28	70
2,0	2,0	5,9	4,0	11,0	14,1	37,6	30	78
3,0	2,1	6,5	4,4	12,2	15,3	43,4	34	88
4,0	2,0	6,4	4,2	12,5	16,4	47,5	35	97
6,0	1,6	5,5	4,1	12,7	18,8	51,6	39	115
8,0	1,5	4,9	4,0	12,6	18,8	52,8	41	124
10,0	1,35	4,2	3,8	12,0	18,8	54,0	41	131

HWS: Halbwertsschicht
ZWS: Zehntelwertsschicht

Als Daumenregel gilt:

3 Halbwertschichtdicken: Schwächung um den Faktor 10

10 Halbwertschichtdicken: Schwächung um den Faktor 1000

Photonenstrahlung besitzt zwar keine direkte primäre Ionisationswirkung, kann aber durch Interaktion mit Materie eine Freisetzung von Elektronen und Emission von elektromagnetischer Strahlung – letztere über den Compton- und Paarbildungseffekt – bewirken. Diese Sekundär-Photonenstrahlung ist bei einer effektiven Abschirmung zu berücksichtigen. In der Praxis muss man die Schichtdicken für eine effektive Abschirmung vorhandener Strahlenquellen aus Tabellen (z. B. DIN 6844-3; DIN 6812) entnehmen. Die angegebenen Schichtdicken beziehen die Sekundärphotonenstrahlung mit ein.

Mithilfe der Beziehung

$$N = 3,33 \cdot \log F_S \quad (\text{A1.13})$$

kann man die notwendige Abschirmung für Photonenstrahlung ermitteln (N = Anzahl der HWS, F_S = Faktor, um den die Strahlung abgeschwächt werden soll).

Für eine 10- bzw. 100-fache Abschwächung sind also 3,33 bzw. 6,66 HWS erforderlich.

Beispiel: Wie dick (in cm) muss eine Bleiabschirmung sein, damit die Dosisleistung einer punktförmigen ^{60}Co -Strahlenquelle mit einer Aktivität von 50 MBq in einer Entfernung von 30 cm um 99 % geschwächt wird? Die DL_γ beträgt 199 $\mu\text{Sv/h}$ (Abschnitt A1.2.1). Es werden $N = 3,33 \cdot \log 100$ (1 % entspricht F_S 100), also 6,66 HWS benötigt. Die E_γ für ^{60}Co beträgt $(1,17 + 1,33)/2 = 1,25$ MeV. Aus der Tabelle kann man eine HWS für einen 1,25-MeV-Strahler von ca. 1,4 cm extrapolieren. Es ist also eine $1,4 \cdot 6,66 = 9,3$ cm dicke Bleiabschirmung für eine 99 %ige Abschwächung erforderlich.

A1.7 Beseitigung radioaktiver Abfälle

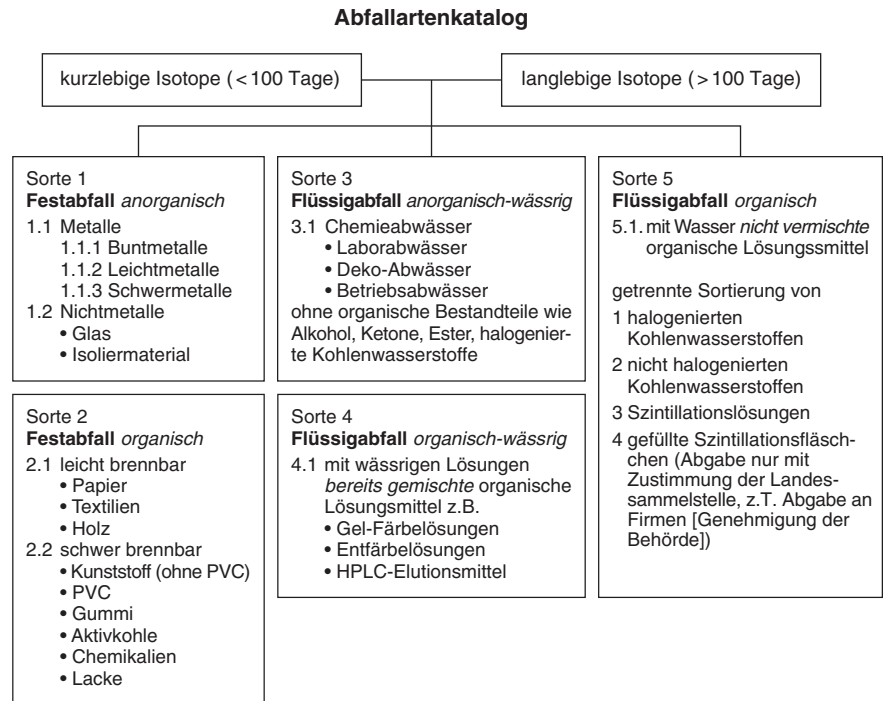
Prinzipiell besteht eine Ablieferungspflicht für radioaktive Abfälle an eine Landessammelstelle. Auf keinen Fall darf man die Vorschriften über Freigrenzen benutzen und radioaktive Abfälle durch Verdünnung oder Aufteilung in Freigrenzmengen beseitigen (§79 StrlSchV). Es besteht die Möglichkeit der Freistellung der radioaktiven Abfälle. Dies muss von der *Behörde genehmigt* sein und der Nachweis für jedes Gebinde einzeln erbracht werden, dass die Grenzwerte für die Freistellung (StrlSchV Anlage III, Tabelle 1) eingehalten sind. Hierbei sind evtl. enthaltene Radionuclidverunreinigungen mit zu berücksichtigen.

Abzuliefernder radioaktiver Abfall ist gemäß eines Abfallartenkatalogs (Abb. A1.4) getrennt zu sammeln und zu erfassen. Eine erste Sortierung erfolgt nach Isotopen-Halbwertszeit in kurzlebigen, den so genannten **Abklingabfall** (Halbwertszeit < 100 Tage) und in langlebigen Isotopenabfall (Halbwertszeit > 100 Tage).

Wenn im Haus ein Raum zur Verfügung steht, der die behördlichen Anforderungsvorschriften hinsichtlich Strahlen-, Brand- und Diebstahlschutz erfüllt, so kann nach Rücksprache mit der Genehmigungsbehörde der Abklingabfall bis zur Inaktivität der Radionuclide auch im Haus zwischengelagert werden. Unter Anwendung des Zerfallgesetzes (Abschnitt A1.1.2) lässt sich die entsprechende Isotopen-Abklingzeit ermitteln. Nach Zerfallsende ist dieser „erkaltete“ Abklingabfall unter Beachtung der allgemeinen Sicherheitsbestimmungen wie nicht radioaktiver Müll zu entsorgen. Die vorhandenen Radioaktivitätszeichen sind zuvor zu entfernen!

Ungeachtet ob kurz- oder langlebig, sind radioaktive Abfälle bereits an der Quelle nach Isotop und nach aufgeführtem Katalog zu sortieren; ^3H - und ^{14}C -Abfälle können vereint werden.

Die Festabfälle sind in Polyethylen-Plastikbeutel einzubringen, zu verschließen und mit Isotop, Aktivität und Datum zu bezeichnen. Die Plastikbeutel der Abfallkategorien 2.1. und 2.2. – Festabfall organisch, leicht brennbar und schwer brennbar – dürfen evtl. nur einen *maximalen Durchmesser von unter 40 cm* (Lukenöffnung des Verbrennungsofens) aufweisen. Die teilverpackten Festabfälle der Sorten 1 und 2 sind in 200-l-Rollreifenfässern zu sammeln. Der Ab-



A1.4 Sortieren von radioaktiven Abfällen.

klingabfall wird bis zur vollständigen Inaktivierung in Stahlfässern, Flüssigabfall in speziellen Behältern für Flüssigabfall mit Innenkunststoffbehälter aufbewahrt.

Weiterführende Literatur

- DIN 6812 Medizinische Röntgenanlagen bis 300 kV; Regeln für die Auslegung des baulichen Strahlenschutzes.
- DIN 6844-3 Nuklearmedizinische Betriebe – Teil 3 Strahlenschutzberechnungen.
- Faires R. A., Boswell G. G. J. Radioisotope laboratory techniques. Butterworth, London 1981.
- Gesetz über die friedliche Verwendung der Kernenergie und den Schutz gegen ihre Gefahren (Atomgesetz) 1984 (mit Änderungen).
- Gruben C. Grundkurs Strahlenschutz, Springer 3. Auflage, 2003.
- ICRP 53 Radiation doses to patients from radiopharmaceuticals; Pergamon Press Oxford 1984.
- ICRP 60, Smith H. Annals of the ICRP; Pergamon Press Oxford; 1991.
- ICRP 80, Valentin J. Annals of the ICRP, Publication 80: Radiation doses to patients from radiopharmaceuticals (Addendum 2 to ICRP Publication 53); Pergamon Press Oxford, 1998.
- ICRP 103, Valentin J. Annals of the ICRP, Publication 103; Elsevier Ltd, 2007 (Deutsche Fassung unter [bfs.de \[urn:nbn:de:0221-2009082154\]](https://nbn-resolving.org/urn:nbn:de:0221-2009082154))
- ICRU Report 51. Quantities and units in radiation protection dosimetry, ICRU Publications, 7910 Woodmont Avenue, Suite 800, Bethesda, Maryland 20814, USA 1993.
- ICRU Report 57. Conversion coefficients for use in radiological protection against external radiation, ICRU Publications, 7910 Woodmont Avenue, Suite 800, Bethesda, Maryland 20814, USA 1997.
- Jansen W., Peuker R., Renz, K. Strahlenschutz. Berufsgenossenschaft der Feinmechanik und Elektronik, Köln 1990.
- Krieger H. Grundlagen der Strahlungsphysik und des Strahlenschutzes, Teubner 2004.
- Rauschenbach P., Schmidt H. L., Simon H., Tykva R., Wenzel M. Messung von radioaktiven und stabilen Isotopen, Band II, Springer Verlag, Heidelberg 1974.
- Richtlinie über Dichtheitsprüfungen an umschlossenen radioaktiven Stoffen (GMB1 Nr. 27 vom 13.04.2004 S. 530).
- Richtlinie für die physikalische Strahlenschutzkontrolle zur Ermittlung der Körperdosen, Teil 1. Ermittlung der Körperdosen bei äußerer Strahlenexposition (§§ 40, 41, 42 StrlSchV: § 35 RöV; GMB1 Nr.22 vom 19.03.2004 S. 410).
- Richtlinie für die physikalische Strahlenschutzkontrolle zur Ermittlung der Körperdosen, Teil 2. Ermittlung der Körperdosis bei innerer Strahlenexposition (Inkorporationsüberwachung §§40, 41 und 42 Strahlenschutzverordnung).

Richtlinie über die im Strahlenschutz erforderliche Fachkunde. Fachkunde-Richtlinie Technik nach Strahlenschutzverordnung (GMB1 Nr. 40/41 vom 31.08.2004 S. 799).

Slater R. J. Radioisotopes in biology. A practical approach (2. edition). IRL Press at Oxford University Press, New York 2001.

UNSCEAR Report 2000; Sources and effects of ionizing radiation. United Nations publications.

Verordnung für die Umsetzung EURATOM-Richtlinien zum Strahlenschutz vom 20. Juli 2001 (Strahlenschutzverordnung StrlSchV).

Kapitelautor: Tilman Kranert



<http://www.springer.com/978-3-8274-2942-1>

Bioanalytik

Lottspeich, F.; Engels, J.W. (Hrsg.)

2012, XL, 1208 S. 812 Abb., 618 Abb. in Farbe.,

Hardcover

ISBN: 978-3-8274-2942-1