

## Vom Giga-Becquerel zum Milli-Sievert oder Dosimetrie für Dummies

Bernd Laquai, 25.3.16

Immer wieder liest man in Fachzeitschriften, wie schlimm es doch ist, wenn irgendwelche Leute selber an einen Ort des Geschehens gehen und mit Billiggeräten die versuchen die Radioaktivität selbst zu messen um dann die Bevölkerung mit völlig falschen und nichtssagenden Messwerten in Angst und Schrecken zu versetzen. Gerade in Zeiten immer schneller kommunizierender und von Emotionen getriebener sozialer Netze sei das doch unverantwortlich. Selbst zu Fukushima und anderen größeren „Ereignisfällen“ wird gesagt, dass nicht die Strahlung das Schlimmste war, sondern dass falsche Messwerte und falsche Bewertungen in Umlauf gebracht wurden und zur Panik führten. Bekanntlich seien doch mehr Menschen dadurch gestorben, dass die völlig verunsicherte Bevölkerung ihre kranken oder pflegebedürftigen Angehörigen versuchte „in Sicherheit“ zu bringen, als an der Strahlung selbst. Dass diese Aussagen 5 Jahre nach Fukushima so gemacht werden, kann man angesichts der darauf folgenden politisch-demokratischen Konsequenz für die Nuklearindustrie durchaus verstehen (zumindest mal in Deutschland). Aber „How come?“ muss man auf so ein Gejammer hin doch auch fragen, was daran wurde und wird denn an der Situation zwischenzeitlich verbessert?

Eines ist klar, vermutlich wäre das Interesse der breiten Bevölkerung an Messgeräten für Radioaktivität völlig vernachlässigbar, wäre da nicht die industrielle und militärische Nutzung der Kernenergie. Wenn es nur die Nuklearmedizin gäbe, würde sich vermutlich auch kein Laie einen Geigerzähler kaufen oder selber bauen, es sei denn noch er hätte vielleicht Freude an den schönen Uranmineralien. Obwohl der deutsche Staat für viel Geld nach Tschernobyl dichte Messnetze für Radioaktivität aufgebaut hat und die Daten über die Behörden teilweise im Internet sichtbar macht, ist die Skepsis groß, und viele Leute fühlen sich deswegen nicht wesentlich sicherer. Viel zu groß sind auch die Zweifel, dass so ein Messnetz im „Ereignisfall“ richtig funktioniert, wenn schon die Kommunikationsnetze regelmäßig um Null Uhr zum Jahreswechsel in die Knie gehen. Es ist auch die Frage, wie die Behörden im Ereignisfall mit der medialen Verbreitung der Daten umgehen würden. „Zur Zeit keine Daten verfügbar“ ist das, was man beim Aufruf der entsprechenden Seite am ehesten erwarten würde, wenn die Router der Internet-Backbone-Dienstleister im „Ereignisfall“ nicht schon längst vorher schlapp gemacht haben. Auch angesichts der Tatsache, dass viele Städte ihre Sirenenanlagen abmontiert haben und das Festnetz-Telefon schon lange keine eigene Stromversorgung mehr hat, lässt in der Bevölkerung nicht gerade das Gefühl aufkommen, dass es einen tragfähigen Katastrophenschutz für „kerntechnische Ereignisse“ gibt. Man mag sich auch nicht recht vorstellen, wie es wäre, wenn man das Trinkwasser oder Lebensmittel in einer Großstadt vor dem Verzehr prüfen müsste, angesichts der Zahl der einsatzfähigen Geräte und der „Wissenden“ bei Behörden, in Krankenhäusern, bei der Feuerwehr und dem THW.

Die Gefahr besteht tatsächlich, dass Laien oder selbsternannte Profis falsche Messungen machen bzw. sie völlig falsch interpretieren, das ist bei dem komplexen Thema Radioaktivität und Strahlungsmessung völlig klar. Auch dass ein außergewöhnlich hoher Messwert, der irgendwo gemessen wurde und eine radioaktive Gefahr verheißt, dazu tendiert, sich mit jeder Generation Mobilfunk schneller durch die Medien auszubreiten, ist auch offensichtlich. Aber anstatt zu lamentieren, könnten Fachleute und Behörden doch auch einiges dafür tun, dass die Bevölkerung mit den Mikro- und Millisieverts nicht völlig ahnungslos umgeht. Auch

Aids ist medizinisch gesehen ein sehr komplexes Thema mit hohem Risiko für die Bevölkerung. Trotzdem wurde an den entscheidenden Stellen enorme Arbeit geleistet was die Aufklärung über das Risiko und seine Vermeidung angeht. Und man kann durchaus zu der Meinung kommen, dass es auch etwas genützt hat. Genauso wäre es vorstellbar, dass Menschen aus der Bevölkerung, wenn die Fachleute ihr Wissen zielgerichtet und verständlich an sie weitergeben würden, durchaus eine aussagekräftige Messung machen könnten und sie auch in erster Näherung bewerten könnten. Das gilt sicher nicht für Jedermann/frau aber zumindest für diejenigen, die eine naturwissenschaftliche Bildung genossen haben und an dem Thema ein Interesse haben. Was den Katastrophenschutz angeht, hat man im nicht-nuklearen Bereich durchaus schon wiederholt die Erfahrung gemacht, dass die Behörden und die vorgehaltenen Einsatzkräfte die Last von Katastrophen eh nicht hätten alleine bewältigen können. Ganz vergleichbar wäre das sicherlich auch im „kerntechnischen Ereignisfall“, wie so eine Katastrophe von Fachleuten oft genannt wird.

Um hier zur Selbsthilfe zu greifen, sei in diesem Dokument exemplarisch der Versuch unternommen, von einer Becquerel Angabe einer radioaktiven Quelle zu einer Mikrosievert-Angabe für den Strahlenschutz zu kommen. Es gibt offensichtlich nur wenige Fachleute, die das wirklich „mit der Hand am Arm“ aus dem Stegreif richtig können, meist sind es ein paar gut bezahlte Nuklearmediziner, die sich auch etwas in der Informatik auskennen und diejenigen, welche die Programme schreiben mit denen Therapiepläne erstellt und die Dosen in der Nuklearmedizin berechnet werden. Oder es sind Ingenieure, die solche Geräte bauen und die Software dafür entwickeln müssen. Die Leute, welche Strahlungs- und Dosismessgeräte am Ende bedienen und die sich oft als Fachleute für den Strahlenschutz bezeichnen, sind meist auch nur von den Geräteherstellern geschult, um die eingebaute Software richtig zu bedienen. Den physikalischen Sachverhalt verstanden haben nicht alle und wenn dann oft nur just zu dem Zeitpunkt, als es galt die entsprechende Prüfung abzulegen. Aber zugegeben, ganz trivial ist der Sachverhalt selbst bei einer so einfach klingenden Aufgabe nicht. Das merkt man schnell, wenn man tatsächlich selbst versucht, sich in dieses ausgedehnte Gebiet der Strahlungs-Dosimetrie einzuarbeiten.

Präziser gesagt geht es in diesem Dokument um die scheinbar einfache Aufgabe die strahlenschutzrechtlich relevante Gamma-Ortsdosisleistung zu bestimmen, die beispielsweise in einem Meter Entfernung von einer Punktquelle zu erwarten ist, wenn man die Aktivität der Quelle mit 1Megabecquerel bestimmt hat oder diese genau so spezifiziert ist. In der Regel ist es messtechnisch auch noch relativ einfach, aus der Zählrate eines Instruments die Aktivität in Becquerel abzuleiten. Wie aber daraus eine Dosisleistung entsteht, die man in Becquerel angeben kann ist „Black Magic“ und geschieht im Gerät, ob richtig oder nicht. Eine andere scheinbar einfache Fragestellung wäre, welche Gamma-Ortsdosisleistung in 1m Höhe zu erwarten ist, wenn man von einer Cs137-Kontamination einer ausgedehnten Bodenoberfläche ausgeht, deren Aktivität 1 Mega-Becquerel/m<sup>2</sup> ist. Das Sahnehäubchen auf die Fragestellung wäre schließlich noch, wie sich die Verhältnisse verändern würden, wenn eine Betastrahlung berücksichtigt werden muss.

Um es vorwegzunehmen, die Aufgabe wäre relativ einfach zu lösen, wenn man interessierten Bürgern in der Bevölkerung sagen könnte, dass es ein leicht verständliches Nachschlagewerk gibt und man dann eine verständliche Hilfestellung geben würde, es richtig zu benutzen. Denn so lehrreich der Versuch der Berechnung der Dosen in den genannten Fällen auch sein mag, es müssen doch relativ viele Näherungen gemacht werden, um die

Aufgabe mit analytischer Mathematik vernünftig lösen zu können und man muss schon die Differential- und Integralrechnung aus der höheren Mathematik bemühen um dabei ans Ziel zu gelangen. Daher kommt man am Ende meist zu dem Schluss, dass das Verwenden von Tabellen vielleicht doch die beste Lösung ist, wenn man die teure Software vermeiden will, die das gleiche Ergebnis mit Hilfe numerischer Methoden liefert.

Die tabellierte Größe, welche an dieser Stelle von den Fachleuten normalerweise benutzt wird, ist die sogenannte Dosisleistungskonstante, oft mit dem großen griechischen Gamma  $\Gamma$  gekennzeichnet und mit einem xx indiziert wird, wobei xx zum Beispiel H, oder sogar  $H^*(10)$  sein kann.  $\Gamma_{H^*}$  wäre dann in diesem Beispiel die Umgebungs-Äquivalentdosisleistungskonstante, die z.B. in  $\text{mSv}\cdot\text{h}^{-1}\cdot\text{GBq}^{-1}$  angegeben wird. Im Falle der Punktquelle müsste also lediglich eine Rechnung der folgenden Art gemacht werden:

$$dH/dt = \Gamma_H * A/r^2$$

und es müsste die Äquivalentdosisleistungs-Konstante  $\Gamma_H$  eingesetzt werden um die allgemeine Gamma-Ortsdosisleistung zu berechnen. Darin wäre dann A die Aktivität der Probe und r der Abstand zur Probe.

Nun gibt in der Tat in Deutschland Tabellenwerke, welche diese Umrechnungsgröße bereitstellen, das ist beispielsweise die DIN 6844-3 mit dem Titel „Nuklearmedizinische Betriebe - Teil 3: Strahlenschutzberechnungen“. In diesem Dokument sind diese Konstanten im Kapitel 5 tabelliert. Wer nun aber beim Deutschen Normungsinstitut unter [www.din.de](http://www.din.de) nachschaut, stellt zu seinem Erstaunen fest, dass er dafür erst einmal 134.10 Euro (Stand März 16) berappen muss. Man fragt sich also instantan, wenn die Mikrosieverts den größten Teil der „German Angst“ ausmachen, warum stellt dann nicht der Staat diese meist an universitären und oder staatlichen geförderten Einrichtungen berechneten Werte der interessierten Öffentlichkeit mit einer brauchbaren Anleitung kostenlos zur Verfügung?

Dass das auch anders, geht stellt man erst fest, wenn man in dieser Frage die Sprache wechselt und mit englischsprachigen Begriffen im Internet sucht. Da gibt es zum Beispiel das „Radionuclide and Radiation Protection Data Handbook 2002“, das immerhin vom französischen Atomenergie-Kommissariat erarbeitet wurde und frei verfügbar ist. Schaut man in dieses Werk, findet man neben Angaben über die Dosisleistungskonstanten auch noch weitere Daten, die für den ganz praktischen Strahlenschutz wichtig und recht hilfreich sind. Damit ist dann das beschriebene Problem an sich schon gelöst.

Wenn man jedoch mit der höheren Mathematik ein wenig vertraut ist, dann lohnt es sich meist doch den Rechenweg und die Logik dahinter zu verfolgen, bevor man dieses Tabellenwerk intensiv nutzt. Dieser Exkurs über die Mathematik und Strahlungsphysik wird in diesem Dokument unternommen und der Sachverhalt wird so einfach wie möglich dargestellt, wobei „einfach“ natürlich immer sehr relativ sein kann, je nach Vorwissen.

Ganz grundsätzlich gehen die Naturwissenschaften davon aus, dass es zwei Eigenschaften der radioaktiven Strahlung sind, die eine Wirkung auf den Menschen haben und daher auch im Strahlenschutz berücksichtigt sein müssen. Zum einen ist es die Energie, welche die Strahlung in einem Gewebe abgeben kann und zum anderen ist es die Art, wie die Energie im Gewebe abgegeben wird. Bei der Energieabgabe geht man davon aus, dass die Strahlung die

Atome im Gewebe ionisiert, d.h. Elektronen aus den Atomhüllen herausschlägt. Handelt es sich bei der radioaktiven Strahlung um Alpha- oder Betastrahlung, also eine Teilchenstrahlung, dann ist das eigentlich immer der Fall. Ist es elektromagnetische Strahlung (also Photonenstrahlung), so ist ein gewisses Minimum an Energie nötig, damit eine Ionisation stattfindet. Die Ionisation kann nämlich erst eintreten, wenn die Wellenlänge der Strahlung unter etwa 200nm liegt, also im kurzwelligen Bereich des UV-Lichts.

Die Strahlung eines Mobiltelefons hat in etwa die Frequenz von 1GHz (GSM Band) und damit eine Wellenlänge von ca. 30cm und kann somit keine Ionisation bewirken. Man geht davon aus, dass die einzige nachgewiesene physiologische Folge der Mobiltelefon-Strahlung die Erwärmung des Gewebes ist. Was man messtechnisch dazu zeigen kann ist, dass sich z.B. bei einem längeren Gespräch mit dem Telefon am Ohr (2W Sendeleistung) die Temperatur der Flüssigkeit im Augapfel um einige Zehntel Grad erhöht. Im Vergleich dazu emittiert Ra-226 mit einer Wahrscheinlichkeit von 3.55% pro Zerfall Gammaquanten mit 186keV Energie. Aus der Zahl der Atome, der Atommasse und der Halbwertszeit kann man ausrechnen, dass ein Gramm Radium eine Aktivität von 37GBq hat. Das bedeutet, dieses Gramm auch  $37 \times 10^9 \times 0.0355 = 1.31 \times 10^9$  Gammaquanten emittiert. Da 1eV einer Energie von  $1.6 \times 10^{-19}$ Ws entspricht, transportieren diese Gammaquanten aus dem Gramm Ra-266 daher nur eine extrem kleine Energiemenge von  $2.1 \times 10^{-10}$ W, die aber bedeutend schädlicher für ein Gewebe sein kann, weil sie mikroskopisch wirksam wird und dabei unter Anderem die Zell-DNS schädigen kann.

Die Art und Weise wie die Strahlung im Gewebe Energie abgibt, wird hinsichtlich der Dichte, mit der im Gewebe Ionen erzeugt werden unterschieden. Gamma- und andere Photonenstrahlung gelten als locker ionisierend, erzeugen also pro Wegstrecke im absorbierenden Gewebe nur wenig Ionen, Alphastrahlung dagegen gilt als dicht ionisierend und gibt seine Energie durch Erzeugung von sehr vielen Ionen auf kürzester Strecke (um) ab. Die Schadensdichte ist also dort wo Alphastrahlung empfindliches Gewebe treffen kann (z.B. in der Lunge beim Einatmen) sehr hoch. Die Fachleute definieren zur Quantifizierung dieser Dichte, mit der die Strahlungsquanten ihre Energie im Gewebe abgeben, den Begriff des „Linearen Energietransfers“ oder auch LET. Die LETs verschiedener Strahlungsarten werden gruppiert und bekommen dann einen Qualitätsfaktor für ihre biologische Wirksamkeit zugeordnet um die Strahlungsarten untereinander vergleichbar zu machen. Das ist das Konzept der Äquivalentdosis. Der Qualitätsfaktor und die Energie werden also der Strahlung als wichtiges Strahlenschutz-relevantes Kriterium zugeordnet.

Nun sollte man sich auch etwas mit der im Detail vorliegenden Strahlungsgeometrie vertraut machen. Für den einfachen Fall des Punktstrahlers bedeutet das, die Quelle ist auf einen sehr kleinen Punkt konzentriert und die Aktivität wird nicht durch das strahlende Material selbst geschwächt. Außerdem geht man in den meisten Fällen von einer reinen Photonenstrahlung aus, d.h. von Gammastrahlung im Falle einer radioaktiven Probe. Die Betrachtung gilt also nur für einen Strahler, der entweder durch geeignete Abschirmmaßnahmen nach außen nur Gammastrahlung abgibt (zum Beispiel eine gekapselte Am241-Quelle in einem Ionisationsrauchmelder) oder für den Fall, dass der Beobachtungspunkt so viel Abstand von der Quelle hat, dass Alpha- und Betastrahlung keine Rolle mehr spielen, weil sie auf dem Weg zum Beobachtungspunkt weitestgehend absorbiert werden. Dann geht man noch davon aus, dass sich auf dem Weg zum Beobachtungspunkt nur Luft befindet, welche die Photonenstrahlung so gut wie nicht schwächt (der

Schwächungskoeffizient in Luft geht gegen 1). Zusätzlich stellt man sich vor, dass die Gammaquanten den Punktstrahler isotrop, also nach allen Richtungen gleichmäßig mit der Lichtgeschwindigkeit in Luft verlassen. Man denkt sich hierbei einen Teilchenfluss, der die Strahlungsenergie aus dem radioaktiven Zerfall wegtransportiert, wobei der Fluss als Teilchen pro Flächeneinheit beschrieben wird.

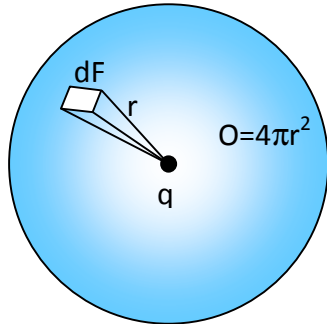


Abb. 1: Strahlungsgeometrie für eine Punktquelle q

Da sich der Fluss in alle Richtungen gleichmäßig verteilt, geht man davon aus, dass der Beobachtungspunkt an jedem Punkt einer gedachten Kugelschale um die Punktquelle gleichermaßen liegen kann, die nun eine Oberfläche von  $O=4\pi r^2$  hat. Durch diese Oberfläche  $O$  strömt während der Zeit  $dt$  bei einer konstanten Aktivität  $A$  ( $A= dN/dt$ ) der Quelle  $q$  der Teilchen-Fluss  $d\phi$  von:

$$d\phi = A/O * dt$$

Hierin ist der Fluss  $\phi$  also die Zahl der Teilchen pro Fläche. Wenn  $A$  die Aktivität einer Alpha- oder Beta-Aktiven Quelle ist, dann ist die Zahl der einem solchen Zerfall emittierten Gamma-Quanten in der Regel geringer. Man spricht von der Intensität  $p_\gamma$  der Gammastrahlung und man kann die Gammaaktivität ausdrücken als:

$$A_\gamma = p_\gamma * A$$

Die Flussdichte pro Zeiteinheit oder „Teilchen(Quanten)-Fluenz-Rate“ ist somit  $d\phi/dt = A_\gamma/O$ . Die Aktivität steuert jetzt also zusätzlich die Betrachtung pro Zeiteinheit hinzu.

Wenn nun jedes Teilchen (Quantum) die Energie  $E_\gamma$  transportiert, geht durch eine sehr kleine Beobachtungsfläche  $dF$  auf der Kugeloberfläche eine Energie pro Zeiteinheit von:

$$d^2E_\gamma/dt = dF / O * A_\gamma * E_\gamma = A_\gamma * E_\gamma / (4\pi r^2) * dF$$

$d^2E_\gamma$  bedeutet hier, dass die Energie  $E_\gamma$  in doppelter Hinsicht in kleinen Mengen (differentiell) betrachtet werden muss, klein in Bezug auf die Zeiteinheit und klein in Bezug auf die Flächeneinheit (Ableitung nach der Zeit und nach der Fläche).

Also ist der Energiefluss pro Flächeneinheit und Zeiteinheit:

$$d^2E_\gamma / (dF * dt) = A_\gamma * E_\gamma / (4\pi r^2)$$

was nichts anderes ist als eine Leistung pro Flächeneinheit. Man kann hier schon das quadratische Abstandsgesetz für die Strahlungsenergie erkennen, weil die Energie, die pro Zeiteinheit von der Strahlung in ein Flächenelement einer Kugelschale transportiert wird, mit dem Quadrat des Abstands abnimmt.

An der Beobachtungsstelle, an der das Flächenelement  $dF$  liegt, trifft die Strahlung nun auf das Gewebe, oder abstrakt gesagt den „Absorber“. Ein Teil der Energie, die an dieser Stelle in ein kleines Volumenelement  $dV$  eindringt, wird auch in diesem Volumenelement absorbiert und richtet dort seinen Schaden an. Die durch das Absorbervolumen hindurchgehende Energie wird also geschwächt. Das Volumenelement  $dV$  wird aus der Fläche  $dF$  und einer Eindringtiefe  $dx$  gebildet, in der die Energieabgabe stattfindet, es ist also  $dV=dF \cdot dx$ . Die Masse dieses Volumens ist definiert durch  $dm = \rho \cdot dV$ . Jetzt definiert man einen Schwächungskoeffizient (Transferkoeffizient)  $\mu_{tr}$ , der diesen Energieverlust beim Passieren der Schichtdicke  $dx$  beschreibt:

$$dE_K = \mu_{tr} dE_\gamma \cdot dx$$

Nimmt man nun die durch die Aktivität entstehende Zeitabhängigkeit hinzu, ergibt sich die entlang der Strecke  $dx$  im Volumenelement übertragene Energie  $E_K$  pro Zeiteinheit zu:

$$d^2E_K/dt = \mu_{tr} dE_\gamma/dt \cdot dx = A_\gamma \cdot \mu_{tr} \cdot E_\gamma / (4\pi r^2) \cdot dF \cdot dx = A_\gamma \cdot \mu_{tr} / \rho \cdot E_\gamma / (4\pi r^2) \cdot dm$$

Man kann also durch Berücksichtigung der Dichte des Absorbers die auf das Massenelement  $dm$  des Absorbers und pro Zeiteinheit übertragene Energie  $K$  ausdrücken als:

$$dK/dt = d^2E_K/(dm \cdot dt) = A_\gamma \cdot \mu_{tr} / \rho \cdot E_\gamma / (4\pi r^2)$$

Die Größe  $K$  wird mit dem englischen Kunstwort „Kerma“ (Kinetic Energy Released per unit Mass) bezeichnet und  $dK/dt$  ist die entsprechende Kermaleistung.

Es muss allerdings dazu gesagt werden, dass diese übertragene Energie bei einer hohen Strahlungsenergie der einfallenden Quanten das Volumen z.B. durch Röntgen-Bremsstrahlung auch teilweise wieder verlassen kann. Es ist nämlich so, dass die Energieabgabe im Absorber durch verschiedenste Prozesse stattfindet. Es werden durch die Ionisationen im Volumen hauptsächlich (Sekundär-)Elektronen freigesetzt, die eine gewisse kinetische Energie aufnehmen. Bei niedrigen Photonen-Energien sind das hauptsächlich Photoelektronen die durch den Photoeffekt freigesetzt werden, dann entstehen durch die Comptonstreuung Elektronen und es können bei höheren Energien auch Elektron-Positron-Paare gebildet werden, wobei sich die Positronen mit anderen Hüllenelektronen vereinigen und unter Abgabe von Vernichtungsstrahlung wieder verschwinden. Ist die Energie der primären Gammaquanten aber schließlich so hoch, dass die aus den Absorber-Atomhüllen herausgeschlagenen Elektronen so viel Energie bekommen, dass sie die Nähe des Kernfeldes anderer Atome erreichen und beim Abbremsen wiederum eine Röntgenbremsstrahlung abgeben, so verlässt diese Energie das betrachtete Volumen wieder und darf daher nicht zur Energieabgabe im betrachteten Volumenelement mitgezählt werden. Um also auf die wahre, im dem Volumen  $dV$  absorbierte Energie zu kommen, muss von dem Energietransferkoeffizienten  $\mu_{tr}$  in solchen Fällen noch etwas abgezogen werden.

So kommt man schließlich zum Energieabsorptionskoeffizient  $\mu_{en}$  :

$$\mu_{en} = \mu_{tr} (1-G)$$

G steht also für den Bremsstrahlungsanteil, der das Volumenelement wieder verlässt. Man kann bei Messung vieler Absorber-Materialien erkennen, dass  $\mu_{en}$  in erster Linie proportional zur Dichte des Absorbers ist, daher normiert man diesen Faktor mit der Dichte und erhält so den Massenenergieabsorptionskoeffizient  $\mu_{en}/\rho$ . Damit berechnet sich die in der Absorbermasse vollständig absorbierte Energie zu:

$$dD/dt = d^2E/(dm \cdot dt) = A_\gamma \cdot \mu_{en} / \rho \cdot E_\gamma / (4\pi r^2)$$

Hiermit wird nun die vollständig absorbierte Energiemenge als die Energiedosis D definiert und die Dosis pro Zeiteinheit  $dD/dt$  als Energie-Dosisleistung im absorbierenden Material. Die Einheit dafür ist ebenfalls das Gray (Gy).

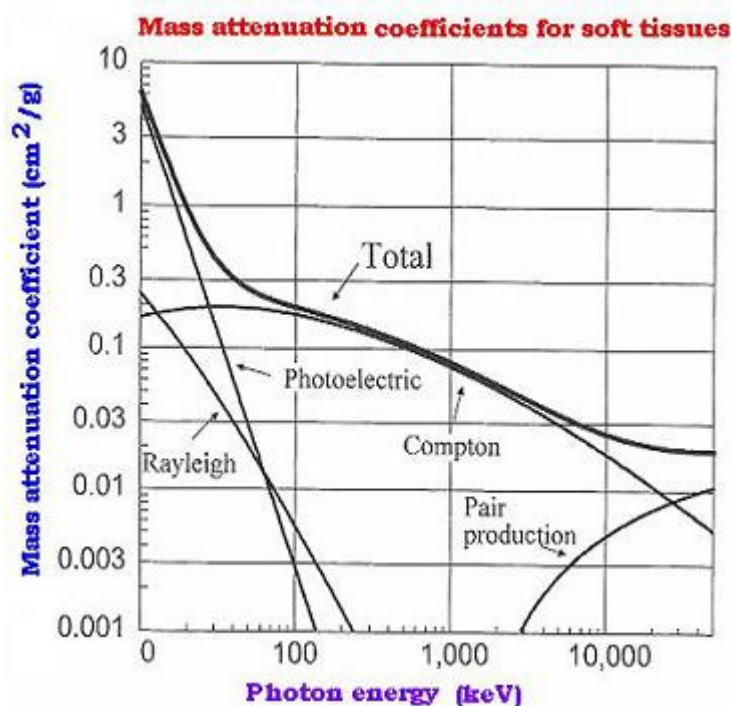


Abb. 2: Beispiel für die Abhängigkeit des Massenabsorptionskoeffizienten für Weichteilgewebe aus /4/

Diese Formel sieht nun wieder ganz handlich aus, die Komplexität ist jetzt aber in dem Massenenergieabsorptionskoeffizient  $\mu_{en}/\rho$  versteckt. Dieser Koeffizient ist stark abhängig vom Material und der Primärenergie der Photonen. Aus der obigen Berechnungsmethode wird zwar klar, wie man ihn ungefähr messtechnisch erfassen kann, aber das Ganze ist nicht wirklich von praktischem Nutzen. Für die praktische Anwendung muss man ihn für jedes einzelne Radionuklid mit seinen spezifischen Gammaenergien einmal messen und dann tabellieren. Sendet ein Radionuklid Gammaquanten unterschiedlicher Energie aus, müssen deren Wirkungen addiert werden. Wird auf diese Weise eine absorbierte Energie berechnet, muss natürlich auch eine klare Angabe über das Absorbermaterials gemacht werden (bei Betrachtung der biologischen Wirkung meist Weichteil-Gewebe einer gewissen

Zusammensetzung) und die Angabe des Radionuklids erfolgen, für welche die Rechnung gemacht wurde (eventuell unter zusätzlicher Betrachtung der Folgeprodukte).

Genau genommen müsste neben dem Bremsstrahlungsanteil noch ein weiterer Unterschied zwischen Kerma und absorbiertes Energiedosis beachtet werden. Denn ganz so schön gleichmäßig wie das einfache Schwächungsgesetz es beschreibt, ist die Schwächung gar nicht. Gerade an der Oberfläche des Absorbers haben die Sekundärelektronen des ersten Wechselwirkungsortes deutlich höhere Reichweiten als im tiefen Gewebe und die folgenden Ionisationen finden dann auch außerhalb des betrachteten Volumens statt. Erst wenn die sogenannte Build-Up-Tiefe erreicht ist, herrscht ein Sekundärelektronen-Gleichgewicht, d.h. es verlassen so viele Sekundärelektronen das Volumen wie aus davorliegenden Schichten eindringen. Erst danach kann man davon ausgehen, dass Kerma und Energiedosis bis auf den Bremsstrahlungsanteil gleich sind.

Hat man jetzt die Energie, die von einer Strahlung in einem Absorber absorbiert wird, kann man darüber nachdenken, wie diese Energieabsorption für eine Strahlenschutz-Betrachtung verwertet werden kann. Dazu geht man heute davon aus, dass zwischen deterministischen Schäden, die unmittelbar nach der Strahleneinwirkung auftreten (innerhalb von Monaten) und stochastischen Spätschäden, wie einer erhöhten Krebsinzidenz, unterschieden werden muss. Während die deterministischen Schäden in jedem Einzelfall auftreten, treten die stochastischen Spätschäden nur statistisch nach vielen Jahren Latenzzeit auf, so dass man die ursprüngliche Ursache gar nicht mehr eindeutig zuordnen kann. In der Regel kann bei der Beurteilung von deterministischen Schäden die Energiedosis direkt verwendet werden, da man die Ursache meist genau kennt. Beispielsweise geht man heute davon aus, dass die Semi-Letaldosis, bei der 50% der Menschen nach 60 Tagen sterben würden, mit der Energiedosis von  $LD_{50,60} = 4.2\text{Gy}$  spezifiziert werden kann. Ganz nebenbei: Wenn diese Energiedosis in ein 1kg Gewebe eingestrahlt werden würde, dann kann man ausrechnen, dass die Temperaturerhöhung dadurch gerade einmal  $1/1000\text{ }^\circ\text{C}$  wäre. Im Vergleich zur Mobiltelefonstrahlung am Ohr sieht man nun doch etwas genauer, wo das Problem liegt: Die klassische Energierechnung bzw. unser Temperatursinn zeigt die große Gefahr der radioaktiven Strahlung nicht an. Angesichts der großen Mengen wärmeentwickelnden Atom Mülls, die sicher verwahrt werden müssen, kann man das Gefährdungspotential nun etwas besser einordnen.

Bei stochastischen Spätschäden jedoch ist die Energiedosis noch nicht aussagekräftig genug um die Wirkung der Strahlung auf latente Spätschäden richtig zu quantifizieren. Deswegen bringt man dazu nun den Qualitätsfaktor Q, der aus den LETs der Strahlungsarten abgeleitet wird, ins Spiel. Die Qualitätsfaktoren Q für Alpha, Beta und Gammastrahlung sind im Prinzip identisch mit den sogenannten Strahlungswichtungsfaktoren  $w_R$ , die benutzt werden um Organdosen für spezielle Organe zu berechnen.

Strahlungsart	Q, $w_R$
Alphastrahlung	20
Betastrahlung, Positronen	1
Gammastrahlung	1



Mit Hilfe der Energiedosis D und des Qualitätsfaktors Q entsteht jetzt die Äquivalentdosis H:

$$H = D \cdot Q$$

bzw die Äquivalentdosisleistung:

$$dH/dt = dD/dt$$

Die Äquivalentdosis, die durch die Bewertung mit dem Qualitätsfaktor gebildet wird, bekommt jetzt die spezielle Einheit Sievert um sie besser von der Energiedosis unterscheiden zu können, die in Gray gemessen wird. Wegen  $Q=1$  ist die Äquivalentdosis für die Photonenstrahlung (Gamma- und Röntgenstrahlung) und die Betastrahlung rein zahlenmäßig identisch mit der Energiedosis. Für die Alphastrahlung gilt das jedoch nicht. Die Äquivalentdosis pro Zeiteinheit  $dH/dt$  wird wegen ihrer Nähe zur physikalischen Strahlungsleistung auch Äquivalentdosisleistung genannt.

Die Äquivalentdosis soll nun also eine Aussage darüber machen, welchem Risiko ein Mensch ausgesetzt ist, wenn er sich am Beobachtungspunkt aufhalten würde. Äquivalent deshalb, weil parallel dazu auch eine effektive Dosis E (keine Energie!) aus Risikobetrachtungen abgeschätzt wird. Diese effektive Dosis berechnet sich aus der Betrachtung von Schädigungen einzelner Organe (Organdosen) und berücksichtigt mit dem Gewebewichtungsfaktor  $w_T$  die Empfindlichkeiten der verschiedenen Gewebe und mit dem Strahlungswichtungsfaktor  $w_R$  die schädigende Wirkung einer Strahlungsart. Hier gilt dann im Falle einer monoenergetischen Strahlungsart:

$$E \text{ (effektive Dosis)} = \sum (w_T * w_R * D)$$

Summiert wird über alle Organgewebe T und es gilt für die Gewebewichtungsfaktoren:

$$\sum w_T = 1$$

Die mit dem Qualitätsfaktor Q aus der Energiedosis berechnete Äquivalentdosis H soll jetzt eine möglichst gute Schätzung für die aus den Organrechnungen berechneten effektiven Dosis E ergeben. Während die effektive Dosis E aus Risiken abgeleitet wird (Verwendung von Erfahrungswerten aus den Atombombenabwürfen, dem Uranbergbau und Kraftwerksunfällen usw.) soll die Äquivalentdosis H aus Messungen im vorhandenen Strahlungsfeld bestimmt werden. Die Güte dieser Approximation wird durch die Anpassung der Qualitätsfaktoren erreicht. Die unterschiedlichen Qualitätsfaktoren Q für die Strahlungsarten werden also durch Vergleich mit der berechneten effektiven Dosis E so zueinander justiert, dass die Strahlungsarten bei einer Messung der Äquivalentdosis H vergleichbar, also äquivalent zueinander werden.

Da  $H = D \cdot Q$  gesetzt wird, kann man nun noch mal die Geometrieabhängigkeit von D hervorholen und sie in die Berechnung der Äquivalentdosis einsetzen:

$$dH/dt = dD/dt \cdot Q = A_\gamma * \mu_{en} / \rho * E_\gamma / (4\pi r^2) * Q$$

Etwas umsortiert ist also:

$$dH/dt = \mu_{en} / \rho * E_{\gamma} * Q / (4\pi) * A_{\gamma}/r^2$$

In diesem Zusammenhang bietet es sich nun an, für ein Radionuklid, welches eine spezielle Gammaenergie abgibt, alles außer der Aktivität und dem Abstand in eine Konstante zu packen. So kommt man schließlich zur berühmten Äquivalent-Dosisleistungskonstante  $\Gamma_H$ .

Sie ist daher definiert durch:

$$\Gamma_H = p_{\gamma} * \mu_{en} / \rho * E_{\gamma} * Q / (4\pi)$$

so dass sich die Berechnung der Äquivalentdosisleistung jetzt ganz einfach hinschreiben lässt:

$$dH/dt = \Gamma_H * A/r^2$$

Hier sind also alle schwierigen Zusammenhänge in  $\Gamma_H$  vergraben.  $\Gamma_H$  muss man nur einmal mit recht aufwändigen Messungen genau bestimmen und dann tabellieren. Danach kann man den Rest ganz einfach mit der Tabelle, der Aktivität A und dem Abstandsquadrat  $r^2$  recht einfach berechnen. Aus diesem Grund ist das Tabellenwerk der Dosisleistungskonstanten  $\Gamma_H$  so sehr wertvoll.

Nun ist die Methodik der oben ausgeführten Berechnung und der Messung international doch so weit vereinheitlicht, dass es glücklicherweise keinen Unterschied mehr macht, welcher Staat seine Behörden anweist, diese Gamma-Dosisleistungskonstanten  $\Gamma_H$  zu publizieren. Daher kann man gut das französische Radionuclide-Handbook /1/ oder ein anderes Werk hernehmen, wenn man diese Rehnung für ein Radionuklid machen muss.

Schaut man also in das genannte Radionuclide-Handbook beispielsweise unter Radium-226, dann findet man hinter dem Atomgewicht erstmal zwei Ausrufungszeichen. Auf chemischem Wege frisch separiertes Radium-226 hat nur eine schwache Gammalinie bei 186keV, die für die Gamma-Dosisberechnung wesentlich ist. Aber Radium, das älter ist als einige Halbwertszeiten seiner Zerfallsprodukte, steht sehr oft in einem mehr oder wenig guten Gleichgewicht mit diesen. Unter den Zerfallsprodukten hat es weitere Gammastrahler, die dann dieselbe Aktivität wie das Mutternuklid haben und kräftig zur Gamma-Dosis beitragen. Im Falle des Ra226 ist das das Bi-214 und das Pb-214, was man dem Anhang des Radionuclide Handbook (Appendix – Heavy Element Decay) entnehmen kann. Die Ausrufungszeichen bedeuten hier also, dass die Angabe für technisches, also frisch separiertes Radium gemacht ist und für älteres Radium das Alter mit zunehmender Aktivität der Folgeprodukte, wie im Anhang beschrieben, richtig berücksichtigt werden muss. Für die zusätzlichen Aktivitäten des Bi-214 und Pb-214 im älteren Radium ist die Halbwertszeit des in der Zerfallskette davor liegenden Radon mit 3.8Tagen Halbwertszeit entscheidend. Sofern dieses nicht entweichen kann, hat man in einer Radiumquelle nach 100 Tagen also auch noch die Gamma-aktiven Elemente Bi-214 und Pb-214 als Feststoffe enthalten und muss diese entsprechend mitberücksichtigen.

# Radium - 226<sup>II</sup>

<sup>226</sup>Ra<sub>88</sub>

Half life: 1600 years

Risk group: 1






Specific activity: 3.66E+10 Bq.g<sup>-1</sup> <sup>II</sup>Decay to be considered: <sup>226</sup>Ra to <sup>210</sup>Po (pages 13, 165)

Risk colour: Red



Main emissions (keV)						Exemption levels	
	Gamma or X		Beta (Emax)		Electrons		Alpha
	E	%	E	%	E	%	E
E1	186	3			168	1	4602 6
E2							4784 95
E3							
% omitted		1				2	<1

Transport (TBq)	
IAEA ST1 A <sub>1</sub> value	0.2
IAEA ST1 A <sub>2</sub> value	0.003

EXTERNAL EXPOSURE (mSv.h <sup>-1</sup> ) for an activity of 1 MBq or 1 MBq.m <sup>-2</sup> (as appropriate)																
<b>Point source (30 cm)</b>  Betas, electrons (skin dose) 6.3E-05 Gammas, X rays (deep tissue dose) 1.3E-05	<b>Infinite plane source</b>  Betas, electrons (skin) <table border="1"> <tr><td>10 cm</td><td>1.1E-03</td></tr> <tr><td>1 m</td><td>0.0E+00</td></tr> </table> Photons (skin) <table border="1"> <tr><td>10 cm</td><td>6.8E-05</td></tr> <tr><td>1 m</td><td>3.6E-05</td></tr> </table> Photons (deep dose) <table border="1"> <tr><td>10 cm</td><td>4.3E-05</td></tr> <tr><td>1 m</td><td>2.6E-05</td></tr> </table>	10 cm	1.1E-03	1 m	0.0E+00	10 cm	6.8E-05	1 m	3.6E-05	10 cm	4.3E-05	1 m	2.6E-05	<b>10 ml glass vial</b>  100 cm 1.2E-06	<b>Contact with 50 ml glass beaker</b>  4.0E-03	<b>Contact with 5 ml plastic syringe</b>  2.6E-02
10 cm	1.1E-03															
1 m	0.0E+00															
10 cm	6.8E-05															
1 m	3.6E-05															
10 cm	4.3E-05															
1 m	2.6E-05															

The values above do not include Bremsstrahlung radiation.

CONTAMINATION		SHIELDING (mm)																																
<b>Contamination skin dose (mSv.h<sup>-1</sup>)</b> <table border="1"> <tr><td>Uniform deposit (1kBq.cm<sup>-2</sup>)</td><td>4.8E-02</td></tr> <tr><td>0.05 ml droplet (1 kBq)</td><td>8.8E-03</td></tr> </table>  		Uniform deposit (1kBq.cm <sup>-2</sup> )	4.8E-02	0.05 ml droplet (1 kBq)	8.8E-03	<b>Detection</b> <table border="1"> <tr><th colspan="2">Recommended probes*</th></tr> <tr><td>Alpha</td><td>++</td></tr> <tr><td>Beta</td><td></td></tr> <tr><td>Gamma</td><td></td></tr> <tr><td>X rays</td><td>+</td></tr> </table>		Recommended probes*		Alpha	++	Beta		Gamma		X rays	+																	
Uniform deposit (1kBq.cm <sup>-2</sup> )	4.8E-02																																	
0.05 ml droplet (1 kBq)	8.8E-03																																	
Recommended probes*																																		
Alpha	++																																	
Beta																																		
Gamma																																		
X rays	+																																	
<table border="1"> <tr><th colspan="2">Derived limits (Bq.cm<sup>-2</sup>)</th></tr> <tr><th colspan="2">Removable contamination</th></tr> <tr><td></td><td>2E-01</td></tr> <tr><th colspan="2">Fixed contamination</th></tr> <tr><td></td><td>2E+01</td></tr> </table>		Derived limits (Bq.cm <sup>-2</sup> )		Removable contamination			2E-01	Fixed contamination			2E+01	<table border="1"> <tr><th colspan="3">Betas and electrons (Total absorption)</th></tr> <tr><td>Glass</td><td colspan="2">&lt; 0.1</td></tr> <tr><td>Plastic</td><td colspan="2">&lt; 0.1</td></tr> <tr><th colspan="3">Gamma and X rays (half and tenth value thickness)</th></tr> <tr><td></td><td>½</td><td>1/10</td></tr> <tr><td>Lead</td><td>&lt; 1</td><td>2</td></tr> <tr><td>Steel</td><td>11</td><td>30</td></tr> </table>		Betas and electrons (Total absorption)			Glass	< 0.1		Plastic	< 0.1		Gamma and X rays (half and tenth value thickness)				½	1/10	Lead	< 1	2	Steel	11	30
Derived limits (Bq.cm <sup>-2</sup> )																																		
Removable contamination																																		
	2E-01																																	
Fixed contamination																																		
	2E+01																																	
Betas and electrons (Total absorption)																																		
Glass	< 0.1																																	
Plastic	< 0.1																																	
Gamma and X rays (half and tenth value thickness)																																		
	½	1/10																																
Lead	< 1	2																																
Steel	11	30																																

\* If no probes are indicated the recommended technique is to use a wipe test in association with a probe or liquid scintillation technique

Abb. 3: Ausschnitt aus einer Seite des Radionuclide Handbook /1/

Sucht man nun im Radionuclide-Handbook die Angaben für eine Ra-226 Punktquelle, findet man unter „External Exposure (mSv\*h<sup>-1</sup>) for an activity of 1MBq or 1MBq\*m<sup>-2</sup> (as appropriate)“ die Angabe „Point source (30cm)“ und darunter „Gammas, X-rays (deep tissue dose)“ ein Kästchen mit dem Wert 1.3E-05 . Noch weiter darunter findet man die Bemerkung „The values above do not include bremsstrahlung radiation“. Letzteres bedeutet, dass wie oben gesagt, bei der Berechnung nicht die Kerma sondern die absorbierte Energie benutzt wurde. Die 30cm Abstand rühren daher, dass man hier schon mal den Wert für die typische Armlänge berechnet hat. Üblicherweise aber wird die Gamma-Dosisleistungskonstanten  $\Gamma_H$  pro Meter z.B. in den Einheiten mSv\*h<sup>-1</sup> \* m<sup>2</sup>/ 1GBq angegeben. Man muss sich nun also an die Definitionsgleichung erinnern und kann damit ausrechnen:

$$dH/dt * r^2 / A = \Gamma_H$$

Auf diese Weise erhält man:

$$\Gamma_H(\text{Ra226}) = 1.3\text{E-}05 \text{ mSv}\cdot\text{h}^{-1} * 0.3^2 \text{ m}^2 / 1\text{MBq} * 1000\text{MBq}/1\text{GBq}$$

$$\Gamma_H(\text{Ra226}) = 0.0012 \text{ mSv}\cdot\text{h}^{-1} * \text{m}^2 / 1\text{GBq}$$

Dieser Wert erscheint zunächst recht gering, rechnet man aber das Bi-214 (2.3E-3) und das Pb-214 (4.8E-4) für eine 100 Tage alte, radondicht eingeschlossene Radium-Probe mit hinzu, kommt man bei einer Gamma-Dosisleistungskonstanten von:

$$\Gamma_H(\text{Ra226+Tochternukl.}) = 0.252 \text{ mSv}\cdot\text{h}^{-1} * \text{m}^2 / 1\text{GBq}$$

heraus, die jetzt doch deutlich größer ist, als die von frisch separiertem Radium. Ebenfalls deutlich sieht auch der Unterschied bei U-238 aus, das frisch hergestellt wurde, im Vergleich zum U-238nat., welches in altem Gestein die erdgeschichtliche Entwicklung überstanden hat und deswegen nach einigen Millionen Jahren schließlich auch alle Folgeprodukte in fast gleicher Aktivität enthält.

Einfacher geht die Rechnung für die kerntechnisch erzeugten Radionuklide, die nach einem Zerfall bereits stabil sind. Macht man die Übung z.B. für I131, kommt man auf:

$$\Gamma_H(\text{I131}) = 0.0656 \text{ mSv}\cdot\text{h}^{-1} * \text{m}^2 / 1\text{GBq}$$

Diese Zahlen passen sehr gut mit Werten zusammen, die man in anderer, aber neuerer Literatur findet. Neuere Literatur deswegen, weil diese neueren Werte von  $\Gamma_H$  (auf die Äquivalent-Dosisleistung bezogen) nämlich nicht mit der alten Gammastrahlungskonstanten gleichgesetzt werden dürfen, die aus der Ionendosis oder ohne korrekte Behandlung des Bremsstrahlungsanteils berechnet wurden, tendenziell sie sind ihnen aber ähnlich. Abweichungen können auch dadurch zustande kommen, dass Dosisleistungskonstanten manchmal über einen Umrechnungsfaktor f (meist f = 1.141) aus einer vergleichbaren Dosisleistungskonstanten für die Luftkermaleistung berechnet wurden.

Radionuklid	Äquivalent-Dosis [mSv/h] in 30cm bei 1MBq	$\Gamma_H$ [mSv/h/GBq]
I131	7.29E-04	0.0656
Ra226*	1.30E-05	0.0012
Au198	7.64E-04	0.0688
Tl201	1.97E-04	0.0177
Cs137	1.07E-03	0.0963
Ir192	1.54E-03	0.1386
Co60	3.86E-03	0.3474
F18	1.81E-03	0.1629
Tc199m	2.61E-04	0.0235
Am241	1.49E-04	0.0134
Na22	3.64E-03	0.3276
*frisches Radium nicht im Gleichgewicht		

Zur allgemeinen Definition der Äquivalent-Dosis gibt es nun noch die speziellen Definitionen für die Kalibrierung auf zwei spezielle Ortsdosis-Größen: die Umgebungs-Äquivalentdosis  $H^*(10)$  und die Richtungs-Äquivalentdosis  $H'(0.07)$ . Beide dienen der Messung einer Äquivalentdosis, jedoch mit genauer Beschreibung des Absorbers und der Eigenschaft des Strahlenfelds. Um auf  $H^*(10)$  zu kalibrieren wird eine Kugel mit 30cm Durchmesser verwendet, die aus einem Material gefertigt ist, das dem menschlichen Weichteilgewebe maximal ähnlich ist (ICRU-Kugel). Der Detektor wird dann auf einer Seite der Kugel in 10 mm Tiefe angebracht, und von dieser Seite her mit einem aufgeweiteten und parallel ausgerichteten Strahlungsfeld bestrahlt. Diese Messung ist für hochenergetische, durchdringende Strahlung relevant. Für niederenergetische, wenig durchdringende Strahlung bestimmt man die Richtungs-Äquivalenzdosis  $H'(0.07)$ . Sie wird auch an der ICRU-Kugel gemessen, aber in nur 7mm Tiefe. Allerdings wird hier jetzt kein gerichtetes, sondern ein diffuses Strahlungsfeld für die Kalibrierung benutzt. Dieses Verfahren wird eingesetzt um richtungsabhängige Detektoren im ungerichteten Feld zu kalibrieren, damit später ein gerichtetes Feld bei der Messung eher überschätzt wird.

Schließlich gibt es für die Kalibrierung von speziellen Personendosimetern, die am Körper getragen werden, noch spezielle Messvorschriften, die zu vergleichbaren Personendosisgrößen  $H_p(10)$  und  $H_p(0.07)$  führen und die auch in die Kategorie von Äquivalentdosen fallen. Für sie wird ebenfalls die Einheit Sievert benutzt.

Als einen weiteren häufig vorkommenden Fall, wo Becquerel in Sievert umgerechnet werden müssen, kann man sich noch den eines unendlich ausgedehnten Flächenstrahlers anschauen. Der Beobachtungspunkt befindet sich dabei in einem Abstand  $h$  über einer ausgedehnten an der Oberfläche kontaminierten Fläche. Würde man hier von einer parallelen Strahlung ausgehen, dann dürfte bei einem Schwächungskoeffizient von 1 in der Luft zwischen Absorber und Strahler die Dosisleistung überhaupt nicht von der Höhe abhängen. Man könnte dann nämlich argumentieren, dass einem Flächenelement der Quelle auch ein Flächenelement der Sonde gegenübersteht und der Fluss immer gleich ist. Man hat aber im Falle einer Flächen-Kontamination äußerst selten ein ausgerichtetes Feld vor sich. Vielmehr strahlt ein Flächenelement der Quelle in alle Richtungen. Daher empfängt auch ein Flächenelement am Beobachtungspunkt aus allen Richtungen einen Strahlungsfluss. Dabei nimmt, wenn sich der Beobachtungspunkt von einem Flächenelement der Quellfläche entfernt, dessen Anteil am Strahlungsfluss ab, aber die Sichtbarkeit weiterer Flächenelemente nimmt mit größerer Entfernung vom Lot auf der Quellfläche auch wieder zu. Es ergibt sich also ein recht komplexer Zusammenhang der Dosisleistung von der Höhe  $h$  des Beobachtungspunkts. Eine mathematische Herleitung der Lösung für diese Strahlungsgeometrie findet sich in /3/. Das Ergebnis für die Äquivalent-Dosisleistung unter Verwendung des Qualitätsfaktors  $Q$  kann für diese Herleitung wie folgt geschrieben werden:

$$dH/dt = \frac{1}{2} dA_\gamma/dF * \mu_{en} / \rho * E_\gamma * Q * \text{expint}(h)$$

Hierin ist  $\text{expint}()$  eine Integralfunktion, das sogenannte 1. Exponentialintegral. Der Faktor  $\frac{1}{2}$  entsteht, weil die Fläche natürlich ihren Fluss nach oben und nach unten abstrahlt und deswegen nur die Hälfte im Beobachtungspunkt wirksam werden kann. Die  $\text{expint}$ -Funktion bewirkt, dass für niedrige Höhen eine starke Höhenabhängigkeit besteht, für große Höhen dagegen nur noch eine schwache. Nun kann man wieder alles was nicht von der Aktivität

und nicht von der Höhe abhängt in eine Konstante  $\Gamma_F$  stecken, die pro Radionuklid für einen unendlichen Flächenstrahler für die Gamma-Strahlung bestimmt und tabelliert werden kann:

$$\Gamma_F = \frac{1}{2} p_\gamma \mu_{\text{en}} / \rho * E_\gamma * Q$$

Hierin ist dann die Gamma-Dosisleistungskonstante für den unendlichen Flächenstrahler. Damit ergibt sich:

$$dH/dt = \Gamma_F * dA/dF * \text{expint}(h)$$

Im Radionuclide-Handbook /1/ sind diese Konstanten unter „infinite plane source“ zu finden. Der Wert für die Gammastrahlung entspricht der Angabe unter „Photons“, wobei hier noch zusätzlich zwischen der Hautdosis und der Dosis für das tieferliegende Gewebe unterschieden wird. Für Cs137 im Gleichgewicht mit seinem Tochternuklid Ba137m kann man für einen Meter Höhe den Wert 2.4E-3 entnehmen. Mit  $\text{expint}(1)=0.2194$  ergibt sich somit für  $\Gamma_F$  ein Wert von 1.09E-2. Hierfür gilt jetzt die Einheit  $\text{mSv} \cdot \text{h}^{-1} / (1\text{MBq} \cdot \text{m}^2)$ .

Zu dieser Strahlungsgeometrie findet man auch vom BfS freizugängliche Werte im Internet und zwar im Zusammenhang mit den Dosiskoeffizienten für die Organdosis und die Effektivdosis bei äußerer Exposition. Bei diesen Werten wird allerdings davon ausgegangen, dass ein Erwachsener auf dem kontaminierten Boden steht und der ganze Körper exponiert wird, diese Werte sind also höhen-unabhängig. Eine allgemein verständliche Erklärung zu der Tabelle gibt es in diesem Werk allerdings nicht. Rechnet man den 1m Wert aus dem Radionuclide-Handbook in die Einheit  $(\text{Sv/s})/(\text{Bq/m}^2)$  um, so wie das BfS den höhen-unabhängigen Dosiskoeffizienten für Gamma-Bodenstrahlung angibt, dann kommt man auf einen Wert von 6.67E-16. Das BfS gibt für die Gamma-Bodenstrahlung des Gemisches Cs137/Ba137m einen Dosiskoeffizienten von 5.3E-16  $(\text{Sv/s})/(\text{Bq/m}^2)$  an, was obigem Wert aus dem Radionuclide-Handbook doch erstaunlich nahe kommt.

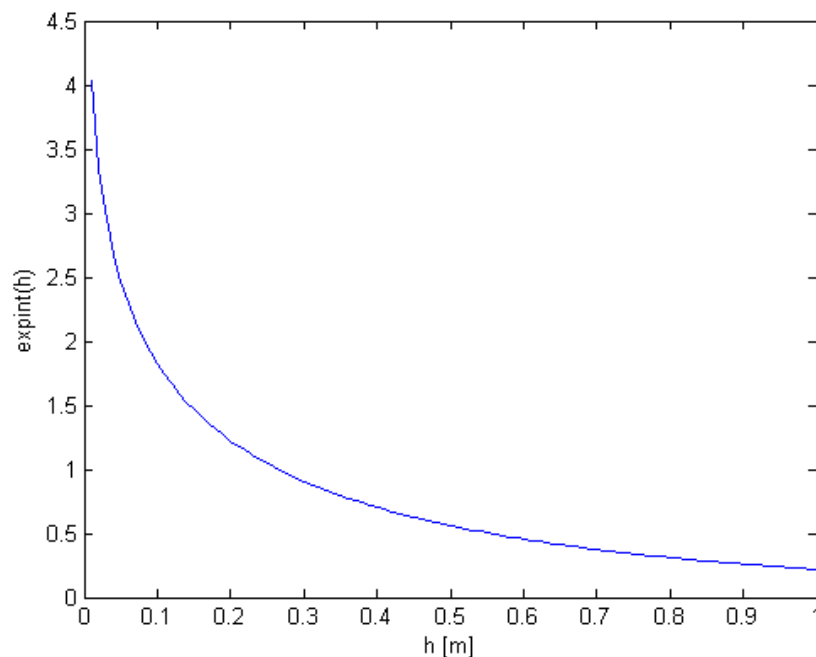


Abb. 4: Die Integralfunktion  $\text{expint}()$  als Funktion der Höhe über dem unendlichen Flächenstrahler

Die bis an diesen Punkt dargestellten Zusammenhänge gelten aber leider nur für Photonenstrahlung (Gamma- und Röntgenstrahlung). Für Teilchenstrahlung (Beta- und Alphastrahlung) müssen wieder andere Überlegungen angestellt werden. Insbesondere gilt das einfache Schwächungsgesetz unter Verwendung eines Koeffizienten im Absorber nicht mehr. Die Wechselwirkung von Elektronen und Alphateilchen bewirken vor allem eine mehr oder weniger abrupt endende Bewegung mit einer maximalen Reichweite. Man muss für die Berechnung der absorbierten Energie statt des Massenschwächungskoeffizienten nun eine Schwächungs-Funktion annehmen. Damit ist eine einfache analytische Lösung trotz massiver Vereinfachung der Strahlungs-Geometrien nicht mehr sinnvoll möglich und es muss auf numerische Methoden zurückgegriffen werden um annähernd genaue Ergebnisse zu erreichen. Deswegen macht es hier noch mehr Sinn, entsprechende Werte für gewisse Geometrien zu tabellieren, so dass am Ende wenigstens eine grobe Abschätzung im konkreten Einzelfall erfolgen kann. Dazu ist im Radionuclide Handbook für die Betastrahlung unter anderem für die Punktquelle (30cm) unter „Betas, electrons (skindose)“ ein Koeffizient in  $\text{mSv}\cdot\text{h}^{-1} / 1\text{MBq}$  gegeben. Diesen kann man jetzt aber nicht mehr so einfach in einen anderen Abstand umrechnen. Für den Flächenstrahler („Infinite plane source“) sind unter „Betas, electrons (skin)“ zwei Koeffizienten pro Radionuklid in  $\text{mSv}\cdot\text{h}^{-1} / (1\text{MBq} \cdot \text{m}^2)$  gegeben, einer für 10cm und einer für 1m. In den meisten Fällen sind diese ausreichend.

An der ganzen Diskussion wird schließlich klar, warum die meisten einfacheren Strahlungsmessgeräte für Radioaktivität, bei denen keine nuklidspezifischen Kalibrierfaktoren und unterschiedliche Strahlungsarten ausgewählt werden können, nur für die Gammastrahlung einer Cs137 Punktquelle kalibriert sind und warum diese bei Änderung der Strahlungsart oder einem anderen Radionuklid keinen genauen Wert mehr anzeigen. Da nützt dann auch kein energiekompensiertes Zählrohr etwas, denn die Energieabsorption im Weichteilgewebe ist einfach unterschiedlich für unterschiedliche Gamma-Energien bzw. läuft komplett anders für die Alpha- und Betastrahlung.

## Literatur

/1/ D. Delacroix, J. P. Guerre, P. Leblanc, C. Hickman  
Radionuclide and Radiation Protection Data Handbook 2002  
RADIATION PROTECTION DOSIMETRY Vol. 98 No 1, 2002  
Nuclear Technology Publishing; ISBN 1 870965 87 6  
[https://www.nuc.berkeley.edu/sites/default/files/resources/safety-information/Radionuclide\\_Data\\_Handbook.pdf](https://www.nuc.berkeley.edu/sites/default/files/resources/safety-information/Radionuclide_Data_Handbook.pdf)

/2/ Hanno Krieger  
Grundlagen der Strahlungsphysik und des Strahlungsschutzes  
Springer Verlag

/3/ Mats Isaksson (2011). Environmental Dosimetry – Measurements and Calculations, Radioisotopes - Applications in Physical Sciences, Prof. Nirmal Singh, InTech, <http://www.intechopen.com/books/radioisotopes-applications-in-physical-sciences/environmental-dosimetry-measurements-and-calculations>

/4/ Scientific Sentence - Radiation Physics  
<http://scientificsentence.net/Radiations/index.php>

/5/ Die Empfehlungen der Internationalen Strahlenschutzkommission (ICRP) von 2007  
ICRP-Veröffentlichung 103  
Deutsche Ausgabe – Bundesamt für Strahlenschutz

/6/ Dosisleistungskoeffizienten bei äußerer Strahlenexposition  
Bundesamt für Strahlenschutz  
[www.bfs.de](http://www.bfs.de)

/7/ Stephan Scheidegger  
Grundlagen der Strahlenphysik und Dosimetrie (Röntgenstrahlung)  
Paul Scherrer Institut 1. Auflage 2002  
[https://home.zhaw.ch/scst/Radiophysics-Dateien/XRadiat\\_Phys.pdf](https://home.zhaw.ch/scst/Radiophysics-Dateien/XRadiat_Phys.pdf)

/8/ Prof. Dr. rer. nat. Klemens Zink  
Skript: Einführung in die Strahlentherapie und Therapie mit offenen Nukliden  
Fachhochschule Gießen-Friedberg  
<https://homepages.thm.de/~hg11956/Lehrveranstaltungen/AMP01/Skript%20Angewandte%20Medizinische%20Physik.pdf>