

**Überarbeitung der
Methodik zur Berechnung
der grundlegenden
Aktivitätsgrenzwerte der
Transportvorschriften**

Überarbeitung der Methodik zur Berechnung der grundlegenden Aktivitätsgrenzwerte der Transportvorschriften

Untersuchungen zum aktuellen Stand von Wissenschaft und Technik zur Bewertung des Sicherheitsniveaus bei der Beförderung radioaktiver Stoffe, sowie Weiterentwicklung von Modellsystemen zu grundlegenden Sicherheitsparametern der Transportvorschriften

Abschlussbericht zu Arbeitspaket 2

Holger Eberhardt
Janis Endres

Juni 2023

Anmerkung:

Das diesem Bericht zugrunde liegende Forschungsvorhaben wurde mit Mitteln des Bundesministeriums für Umwelt, Naturschutz, nukleare Sicherheit und Verbraucherschutz (BMUV) unter dem Förderkennzeichen 4720E03300 durchgeführt.

Die Verantwortung für den Inhalt dieser Veröffentlichung liegt bei der GRS.

Der Bericht gibt die Auffassung und Meinung der GRS wieder und muss nicht mit der Meinung des BMUV übereinstimmen.

Deskriptoren

A-Werte, MCBAS, Monte-Carlo Simulationen, Q-System, Transportsicherheit, Transportvorschriften

Kurzfassung

Im Rahmen des Arbeitspakets 2 des Vorhabens 4720E03300 wurden die Ansätze zur Berechnung der grundlegenden Aktivitätsgrenzen der Transportvorschriften weiterentwickelt. Dazu wurde die Arbeit innerhalb einer internationalen Arbeitsgruppe intensiviert, um die Überarbeitung des aktuellen Q-Systems abzuschließen. Das vorgeschlagene überarbeitete Q-System wird in diesem Bericht dokumentiert und die der TRANSSC vorgeschlagenen neuen A-Werte werden präsentiert. Im Rahmen eines Revisions-Zyklus der Transportvorschriften wird geprüft, ob die neuen Werte übernommen werden.

Eine zweite Thematik befasst sich mit der Überprüfung von Freigrenzen für natürlich vorkommende Radionuklide in Hinblick auf den Transport. Eine weitere internationale Arbeitsgruppe hat hierzu ihre Arbeit aufgenommen und eine erste Version von transport-spezifischen Szenarien erarbeitet.

Abstract

Within the scope of work package 2 of this project 4720E03300, basic approaches of calculations for activity limits related to transport regulations have been developed further. An international working group has been supported that finished a review of the Q-system. A revised Q-System has been developed which is documented within this report. Newly calculated A-values are presented which have been submitted to TRANSSC for the next review-cycle of the transport regulations.

Naturally occurring radionuclides are part of a second subject of this project. The IAEA regulations for exemption values have been reviewed and a draft of transport specific scenarios have been developed within an international working group.

Inhaltsverzeichnis

	Kurzfassung	I
1	Einleitung.....	1
2	Das aktuelle Q-System	3
3	Revision des Q-Systems	7
3.1	Generelle Aspekte der vorgeschlagenen Änderungen	7
3.1.1	Neue Nukliddaten und Dosiskoeffizienten	7
3.1.2	Berücksichtigte Teilchenarten	8
3.1.3	Tochternuklide.....	9
3.1.4	Aktivitätslimits.....	10
3.1.5	„Unlimited“ A-Werte.....	10
3.2	Modell für A_1 -Werte	11
3.2.1	Geometrie	12
3.2.2	Dosislimits	13
3.2.3	Berechnungsmethode	14
3.2.4	Bestrahlungsgeometrie	15
3.2.5	Alphastrahler	16
3.3	Modell für Q_C	22
3.4	Modell für Q_D	23
3.5	Modell für Q_E	27
4	Ergebnisse der Neuberechnung von A-Werten.....	29
5	Überprüfung der IAEO-Regularien für NORM-Freigrenzen	41
6	Diskussion und Ausblick	43

Literatur.....	47
Abkürzungsverzeichnis	51
Abbildungsverzeichnis u. Tabellenverzeichnis	53

1 Einleitung

Gemäß dem abgestuften Sicherheitskonzept der Transportvorschriften werden die Aktivitätsgrenzwerte für Versandstücke so festgelegt, dass die radiologischen Folgen sowohl beim normalen (unfallfreien) Transport als auch bei Unfällen begrenzt sind. Hierzu wurde von der Internationalen Atomenergieorganisation (IAEO) das sogenannte Q-System eingeführt, das auf Basis von festgelegten radiologischen Kriterien die zu ihrer Einhaltung maximal zulässigen Aktivitätswerte (sogenannte A-Werte) bestimmt /IAEA 14a/. Auf diese Weise wurden die in den Transportvorschriften angegebenen Aktivitätsgrenzwerte für radioaktive Stoffe in besonderer Form¹ (A_1 -Wert) sowie für alle anderen radioaktiven Stoffe, die nicht in besonderer Form vorliegen (A_2 -Wert), festgelegt. Die nuklid-spezifischen A_1/A_2 -Werte begrenzen dabei diejenige Aktivitätsmenge, die mit einem Versandstück vom Typ A befördert werden darf.

Die von der IAEO veröffentlichten Tabellen beinhalten eine sehr umfangreiche Nuklidliste in der die Grenzwerte für die bisher relevanten Nuklide aufgeführt sind. Es bestehen jedoch der Bedarf und damit auch die Notwendigkeit, für nicht aufgelistete Nuklide die entsprechenden Grenzwerte berechnen zu können.

Im Rahmen des Vorläuferforschungsvorhabens 3611R03300, Arbeitspaket 4, Teilarbeitsgebiete 2, 3 und 4 wurde daher das Rechentool BerQATrans entwickelt, das in Anlehnung an die Methodik der IAEO die Bestimmung von Aktivitätsgrenzwerten auf Basis des Q-Systems ermöglicht /BÜT 14/. Ziel war hierbei die Bereitstellung eines Analyseinstrumentariums, das die Anwendung der Methodik sowohl für Standardszenarien erlaubt als auch die Möglichkeit einer späteren Erweiterung für flexiblere Randbedingungen bietet. Im Rahmen des Vorläuferforschungsvorhabens 3614R03343, Arbeitspaket 5, wurde BerQATrans weiterentwickelt und finalisiert /GRS 17/.

Zum damaligen Zeitpunkt beschäftigte sich nicht nur die GRS mit diesem Thema, sondern es wurde auch international bearbeitet. Daher traten Mitglieder des Transport Safety Standards Committee der IAEO (TRANSSC) an BASE, GRS, das Institut de Radio-protection et de Sûreté Nucléaire (IRSN), die Japan Nuclear Energy Safety Organisation

¹ Ein radioaktiver Stoff in besonderer Form ist gemäß den Transportvorschriften /IAEA 12/ entweder a) ein nicht dispergierbarer fester radioaktiver Stoff oder b) eine dichte Kapsel, die radioaktive Stoffe enthält.

(JNES), UK Health Security Agency (UKHSA) (ehemals Public Health England (PHE)) und das World Nuclear Transport Institute (WNTI) heran und schlugen ein Treffen zur Erörterung von Fragestellungen in Bezug auf die Transportvorschriften der IAEA /IAEA 12/, /IAEA 14a/ vor. Hauptthemen waren das Q-System und die Berechnung von Q- und A-Werten sowie die Beförderung von LSA-III-Stoffen. Dieses Treffen fand im September 2013 mit 12 Teilnehmern aus den o. g. Organisationen sowie einem Consultant bei der GRS in Köln statt. Als Ergebnis dieses Treffens wurde eine internationale Arbeitsgruppe zur Bearbeitung des Themenkomplexes Q-System gegründet. Ziel war die Bereitstellung einer gemeinsamen wissenschaftlich fundierten und dokumentierten Basis für die Berechnung der grundlegenden Aktivitätsgrenzwerte in den Transportvorschriften, die den Schutz nach dem aktuellen Stand von Wissenschaft und Technik gewährleisten. Im September 2022 hat diese Arbeitsgruppe neu berechnete A-Werte anhand des überarbeiteten Q-Systems an die TRANSSC übermittelt und somit die Überprüfung der A-Werte im Revisions-Zyklus der SSR-6 ermöglicht.

Der vorliegende Bericht dokumentiert die Entwicklung und Fertigstellung von Programmen für die Berechnung von A-Werten sowie die Arbeit innerhalb der internationalen Arbeitsgruppe. Kapitel 2 gibt eine Einführung in das aktuelle Q-System. Kapitel 3 beschreibt das neu entwickelte überarbeitete Q-System. Die Ergebnisse der Arbeitsgruppe werden in Kapitel 4 präsentiert.

Des Weiteren werden die ersten Arbeiten der neu gegründeten internationalen Arbeitsgruppe zur Überprüfung von Freigrenzen für natürlich vorkommende Radionuklide in Hinblick auf den Transport dargestellt (Kapitel 5).

Eine weiterführende Diskussion und ein Ausblick zu beiden Arbeitsschwerpunkten werden in Kapitel 6 gegeben.

2 Das aktuelle Q-System

Das heutige Q-System wurde in den 1980er Jahren zur Berechnung von A_1 - und A_2 -Werten für Typ A-Versandstücke entwickelt und mit den IAEA-Transportvorschriften 1985 eingeführt /IAEA 86/, /IAEA 90/, es löste die bisherige Berechnung der A-Werte nach dem „ A_1/A_2 -System“ von 1973 /IAEA 73/ ab. Seit dem wurde es beständig weiterentwickelt und ist in seiner derzeit gültigen Form in /IAEA 22/ Appendix I wiedergegeben.

Die betrachteten Expositionspfade im Q-System sind

- äußere Exposition durch Gamma- und Röntgenstrahlung (Q_A),
- äußere Exposition durch Betastrahlung (Q_B),
- innere Exposition durch Inhalation (Q_C),
- Kontamination der Haut sowie innere Exposition durch Ingestion (Q_D) und
- Submersion (Q_E).

Zusätzlich wird für die äußere Exposition durch Alphastrahler der Pfad Q_F betrachtet. In Abb. 2.1 sind die Pfade Q_A bis Q_E schematisch dargestellt. Diese werden jeweils gesondert betrachtet, d. h. theoretisch könnte über jeden betrachteten Pfad der Grenzwert (z. B. 50 mSv) erreicht werden. Dies wäre jedoch laut /IAEA 22/ nur für eine kleine Anzahl von Nukliden der Fall, weshalb die gesonderte Betrachtungsweise der Q-Werte beibehalten wird.

Für jeden dieser Expositionspfade wird eine solche nuklidspezifische maximale Aktivität Q berechnet, die zu einer effektiven Dosis von 50 mSv bzw. zu einer Organdosis (inkl. Haut) von 500 mSv oder zu einer Dosis der Augenlinse von 150 mSv bei Personen führen, die sich in der Umgebung eines durch einen Unfall beschädigten Versandstückes befinden. Aus dem kleineren Wert von Q_A und Q_B (sowie ggf. Q_F) wird der A_1 -Wert für Stoffe in besonderer Form ermittelt; der A_2 -Wert ergibt sich aus dem kleinsten Wert aller betrachteten Q-Werte.

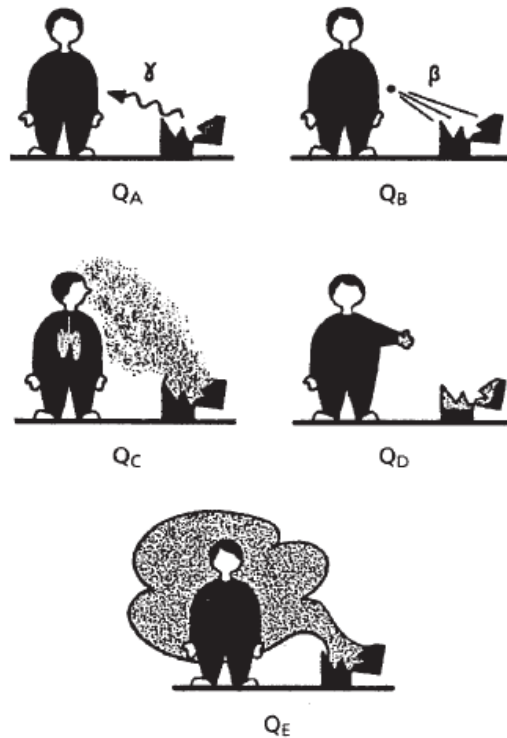


Abb. 2.1 Schematische Darstellung der Expositionspfade, Quelle: /IAEA 22/

Bei der Festlegung des Referenzwertes der effektiven Dosis von 50 mSv wurde unterstellt, dass die Wahrscheinlichkeit nach einem Transportunfall ionisierender Strahlung ausgesetzt zu sein für eine einzelne Person sehr klein ist. Weiterhin wird angenommen, dass dies praktisch nur einmal im Leben einer Person stattfindet.² Diese Annahme stimmt überein mit Erfahrungen aus erfassten Unfällen, bei denen Typ A-Versandstücke involviert waren. Solche Unfälle sind selten und führten nur zu sehr geringen Strahlenexpositionen.

Eine detaillierte Übersicht über die Berechnungen und Gleichungen des aktuellen Q-Systems sind in /BÜT 14/ gegeben. Hier finden sich ebenfalls Diskussionen über die Probleme, die bezüglich des Q-Systems identifiziert wurden.

Aus den berechneten Q-Werten werden die A-Werte gebildet. Diese werden berechnet für radioaktive Stoffe in besonderer Form durch

² Bei der Einführung des Q-Systems orientierte sich die Bestimmung der Referenzdosis von 50 mSv an dem damaligen Grenzwert der zulässigen Jahresdosis für beruflich strahlenexponierte Personen.

$$A_1 = \begin{cases} \min\{Q_A, Q_B, Q_F\} & \text{für Alphastrahler} \\ \min\{Q_A, Q_B\} & \text{sonst} \end{cases} \quad (2.1)$$

und für radioaktive Stoffe nicht in besonderer Form durch

$$A_2 = \begin{cases} \min\{Q_C, Q_E, A_1\} & \text{für Edelgase} \\ \min\{Q_C, Q_D, A_1\} & \text{sonst} \end{cases} \quad (2.2)$$

Für einige Nuklide werden die A-Werte nicht mit den angegebenen Formeln berechnet, sondern aufgrund zusätzlicher Annahmen festgelegt. Diese Ausnahmen sind ebenfalls in /BÜT 14/ diskutiert.

3 Revision des Q-Systems

Die internationale Arbeitsgruppe „International Working Group on Basic Radionuclide Values for the IAEA Transport Regulations“, deren Aufgabe die Revision des Q-Systems ist, traf sich erstmalig im Juli 2014 bei IRSN in Fontenay-aux-Roses, Frankreich, und trifft sich seitdem mehrfach im Jahr. Den Kern der Arbeitsgruppe bilden die GRS für Deutschland, IRSN für Frankreich, UKHSA (ehemals) PHE für UK, sowie NRA, NMRI und MHI NSENG für Japan, sowie seit dem 10. Meeting die Forschungseinrichtung CERN. Für weitere Teilnehmer war die Arbeitsgruppe jederzeit offen, wodurch Fluktuationen durch nicht-ständige Mitglieder entstanden. Mittlerweile wird die Arbeit offiziell im Rahmen einer Arbeitsgruppe der TRANSSC Technical Expert Group on Radiation Protection (TTEG-RP) durchgeführt.

Die Arbeitsgruppe hat die Revision inhaltlich nahezu vollständig abgeschlossen und am 28.09.2022 auch eine Tabelle mit neu berechneten A-Werten auf den Server der TRANSSC hochgeladen. Es folgte zusätzlich eine kompakte Dokumentation der Berechnungen. Mit diesen Dokumenten wurde die TRANSSC in ihrer formalen Prozedur unterstützt, die Änderungen der Werte in den Revisions-Zyklus der SSR-6 einfließen zu lassen. Innerhalb dieses Zyklus sind Anpassungen der Werte noch möglich, sodass die Arbeitsgruppe nicht nur für eine detaillierte Dokumentation weiterhin aktiv bleibt.

Die neue Methodik sowie die Ergebnisse werden im Folgenden beschrieben.

3.1 Generelle Aspekte der vorgeschlagenen Änderungen

Es wurde entschieden, die einzelnen Szenarien nach Möglichkeit nicht zu verändern, sondern lediglich dem aktuellen Stand von W&T anzupassen. Die folgenden Unterkapitel gehen im Detail auf die einzelnen Szenarien ein. Es gibt jedoch auch Anpassungen genereller Natur, die vorab diskutiert werden, da sie für alle Szenarien gültig sind.

3.1.1 Neue Nukliddaten und Dosiskoeffizienten

Zur Berechnung der nuklidspezifischen Q-Werte werden Nukliddaten, d.h. Teilchenart, Energie und Intensität verwendet. Im aktuellen Q-System wird dafür auf die ICRP-Publikation 38 /ICRP 83/ von 1983 zurückgegriffen. Neue Nukliddaten wurden mit der ICRP-Publikation 107 /ICRP 08/ von 2008 veröffentlicht und kommen daher in der vorgeschlagenen Überarbeitung des Q-Systems zum Einsatz.

Ähnliches gilt für Dosiskoeffizienten. Mit der ICRP-Publikation 116 von 2010 /ICRP 10/ stehen eine Reihe neuer Dosiskonversionskoeffizienten zur Verfügung, anhand derer Fluenz- in Dosis-Werte konvertiert werden kann. Weiterhin sind durch die ICRP-Publikationen 130, 134, 137, 141 und 151 (2015 - 2022), siehe /ICRP 15a/, /ICRP 16/, /ICRP 17a/, /ICRP 19/, /ICRP 22/, /ICRP20/, neue Inhalations- und Ingestions-Koeffizienten verfügbar sowie mit der ICRP-Publikation 144 (2020) /ICRP20/ neue Koeffizienten für Submersion. Diese Koeffizienten entsprechen dem aktuellen Stand von W&T und ersetzen die älteren Publikationen, die im aktuellen Q-System verwendet werden. Dabei handelt es sich nicht um eine Änderung des Q-Systems an sich, sondern es werden lediglich die neuen Input-Daten verwendet. Finden sich z.B. für eine Teilchenart keine Koeffizienten in den angegebenen Publikationen, so wurden diese von der Arbeitsgruppe mit den in der ICRP verwendeten Modellen neu simuliert.

3.1.2 Berücksichtigte Teilchenarten

Eine wesentliche Anpassung des vorgeschlagenen Q-Systems bezieht sich auf die berücksichtigten Teilchenarten. Im aktuellen Q-System wurde in jedem Szenario nur die typischerweise dominierende Teilchenart berücksichtigt. In der Regel ist diese Näherung ausreichend, jedoch nicht für alle Nuklide. Weiterhin stehen heute mit den modernen Rechenclustern höhere Rechenkapazitäten zur Verfügung, sodass die Simulationen für alle Teilchenarten möglich sind. Eine Vernachlässigung von Teilchenarten ist somit technisch nicht mehr zu rechtfertigen und außerdem physikalisch nicht in allen Fällen vertretbar. Daher werden im vorgeschlagenen revidierten Q-System alle Teilchenarten in die Berechnungen mit einbezogen. Grundlage sind die in der ICRP 107 aufgeführten Primärteilchen. Weiterhin werden in den durchgeführten Simulationen der Arbeitsgruppe die Wechselwirkungen und dabei entstehenden sekundären Teilchen verfolgt und ausgegeben. Beispielsweise die durch Elektronen entstehende Bremsstrahlung oder Anihilationsquanten von Positronen werden im Detail in den Simulationen berücksichtigt. Diese sekundären Teilchen werden somit ebenfalls in die Berechnungen von Q-Werten aufgenommen.

Bei einigen Nukliden, z.B. Ag-106 oder K-40, liegt die Besonderheit vor, dass sowohl β^+ als auch β^- Zerfälle möglich sind. Die ICRP 107 gibt jedoch diese beiden Spektren nicht separat an, sondern lediglich ein summiertes Beta-Spektrum. Um beide Teilchenarten getrennt voneinander zu berücksichtigen, wurden die entsprechenden Spektren aus anderen Datenbanken herangezogen. Vorzugsweise wurde hierfür ENDF-VII.1 /CHA 11/ verwendet und falls nicht verfügbar, so wurde auf JEFF-3.1.1 /SAN 09/ ausgewichen.

3.1.3 Tochternuklide

Für die Bestimmung von Q- und A-Werten werden teilweise Töchternuklide mit einbezogen. Das aktuelle Q-System unterscheidet prinzipiell zwei Fälle:

- Bei Radionukliden, deren Töchter eine Halbwertszeit kleiner 10 Tagen haben und die Halbwertszeiten dieser Töchter kleiner oder gleich der Halbwertszeit des Mutternuklids sind, sind die Beiträge der Töchter bei den A-Werten des Mutternuklids mit zu berücksichtigen.
- Bei Radionukliden mit Töchtern, bei denen obige Bedingungen nicht zutreffen, sind die Beiträge der Töchter über die Berechnung als Nuklidgemisch zu berücksichtigen.

Diese sogenannte 10-Tage-Regel wird im vorgeschlagenen Q-System weiterhin konsequent angewendet. Die Dokumentation in welcher Art und Weise die Töchter berücksichtigt werden ist jedoch im aktuellen Q-System lückenhaft und teilweise nicht nachvollziehbar. Die Arbeitsgruppe hat daher beschlossen, für alle Szenarien und Nuklide einheitlich Beiträge der Tochternuklide im transienten Gleichgewicht zu berechnen. Ein stationäres Gleichgewicht ergibt sich hierbei als Grenzfall, wenn die Halbwertszeit des Mutternuklids sehr viel größer als die des Tochternuklids ist. In diesem Fall sind die Aktivitäten der Tochternuklide gleich der Aktivität des Mutternuklids.

Für jedes Tochternuklid, das der 10-Tage-Regel nach berücksichtigt wird, kann die Aktivität zum Zeitpunkt t folgendermaßen bestimmt werden, wobei A die Aktivität, λ die Zerfallskonstante und k die Generation der Tochter ist (k = 0 ist das Mutternuklid):

$$\begin{aligned}
 A_k(t) = A_0(0) \cdot \lambda_1 \cdot \dots \cdot \lambda_k \cdot & \left[\frac{e^{-\lambda_0 t}}{(\lambda_1 - \lambda_0)(\lambda_2 - \lambda_0) \dots (\lambda_k - \lambda_0)} \right. \\
 & + \frac{e^{-\lambda_1 t}}{(\lambda_0 - \lambda_1)(\lambda_2 - \lambda_1) \dots (\lambda_k - \lambda_1)} + \dots \\
 & \left. + \frac{e^{-\lambda_k t}}{(\lambda_0 - \lambda_k)(\lambda_1 - \lambda_k) \dots (\lambda_{k-1} - \lambda_k)} \right] \quad (3.1)
 \end{aligned}$$

Im transienten Gleichgewicht strebt das Verhältnis der Aktivität von Mutter und Tochter mit der Zeit gegen einen asymptotischen Wert. Um die Berechnungen zu vereinfachen, wurde das Aktivitätenverhältnis für jedes Tochternuklid zum Zeitpunkt der

tausendfachen Halbwertszeit des Mutternuklids bestimmt; ein Zeitpunkt, bei dem sichergestellt ist, dass das Gleichgewicht erreicht ist.

3.1.4 Aktivitätslimits

Im aktuellen Q-System werden sowohl für Q- als auch für A-Werte Aktivitätslimits definiert. Für Q-Werte werden 1.000 TBq angesetzt und für A-Werte 40 TBq. Das Limit für Q-Werte wird in der Dokumentation nicht weiter begründet und somit liegt kein bekannter wissenschaftlicher Hintergrund vor. Die Arbeitsgruppe sieht ein Limit jedoch als sinnvoll an. Eine Festlegung ist jedoch noch nicht erfolgt.

Bezüglich des Aktivitätslimits von 40 TBq für A-Werte ist in der SSG-26 (Rev. 1) I.57 /IAEA 22/ beschrieben, dass in der Version der Transportregularien von 1973 ein oberes Abschneidekriterium von 1.000 Ci eingeführt wurde, um vor möglichen Effekten von Bremsstrahlung zu schützen, denn Bremsstrahlung wurde nicht explizit berücksichtigt. Im aktuellen Q-System wurde diese Argumentation beibehalten, jedoch auf 40 TBq aufgerundet. Da die in diesem Forschungsvorhaben durchgeführten Simulationen Bremsstrahlung explizit einbeziehen, wäre das Argument somit obsolet. Jedoch beschreibt das aktuelle Q-System weitere Argumente zur Beibehaltung eines oberen Limits. Beispielsweise könnten Nuklide, z.B. Tritium, in verschiedenen chemischen Formen, z.B. Flüssigkeiten, transportiert werden und in Unfälle verwickelt werden, die außerhalb der Szenarien des Q-Systems liegen. Als Beispiel wird hier ein Unfall mit Brand aufgeführt. Daher wurde in der Version der Transportregularien von 1985 ebenfalls eine obere Grenze von 40 TBq für A₂-Werte für Flüssigkeiten mit Tritium genannt. Es kann daher von einer allgemeineren oberen Grenze gesprochen werden, die sinnvoll ist, um die Modellgrenzen abzudecken. Die internationale Arbeitsgruppe hat zwar in der Übermittlung der finalen A-Werte weiterhin 40 TBq als Limit angesetzt, es bleibt aber die Diskussion offen, ob nicht auch ein höherer Wert sinnvoll wäre. Der Vorschlag von 100 TBq steht hier im Raum und würde auch der Tatsache Rechnung tragen, dass generell Konservativitäten durch die neue Methodik abgebaut wurden. Eine finale Festlegung des Limits kann auf Grundlage der Vorschläge der internationalen Arbeitsgruppe durch die TRANSSC erfolgen.

3.1.5 „Unlimited“ A-Werte

Im aktuellen Q-System werden neben Aktivitätslimits auch „unlimited“ A-Werte eingeführt. Dabei sind Kriterien definiert, wann Q_C und Q_D als „unlimited“ gelten. Laut SSG-26

(Rev. 1) I.62 /IAEA 22/ ist Q_C als „unlimited“ zu führen, wenn die spezifische Aktivität eines Radionuklides kleiner als $10^{-4} \times Q_C/g$ ist. Weiterhin gilt nach I.63 derselben Referenz, dass Q_D als „unlimited“ zu führen, wenn die spezifische Aktivität eines Radionuklides kleiner als $10^{-5} \times Q_D/g$ ist. In den Transportvorschriften ist jedoch nicht weiter definiert, nach welchen Kriterien genau die A-Werte als „unlimited“ angegeben sind. Im Rahmen von /BÜT 14/ wurde festgestellt, dass eine gute Übereinstimmung mit den in der SSR-6 tabellierten A-Werte erreicht werden kann, wenn sowohl Q_C als auch Q_D „unlimited“ sind, sowie der Q_B -Wert 1.000 TBq beträgt. Letztere Bedingung ist lediglich als Theorie abgeleitet worden, jedoch in den Transportvorschriften nicht dokumentiert. Die Arbeitsgruppe hat daher beschlossen, ein Kriterium einzuführen, durch das bestimmt wird, wann Q_A , Q_B und Q_{eye} (vgl. Abschnitt 3.2) als „unlimited“ geführt werden müssen. Hierfür wurde festgelegt, dass die spezifische Aktivität kleiner sein muss als Q_A , Q_B bzw. Q_{eye} pro Tonne.

Die Masse von einer Tonne basiert auf dem Aspekt von großen Materialmengen, die nicht mehr als Punktquelle angesehen werden können, sondern einen signifikanten Einfluss an eigener Abschirmung mit sich bringen. Somit kommen die Modellannahmen des Q-Systems an ihre Grenzen, da die Dosisleistungen an bestimmten Orten in Realität geringer wären als bei Punktquellen. Im IAEO Dokument Safety Reports Series No. 44 "Derivation of Activity Concentration Values for Exclusion, Exemption and Clearance" /IAEA 05/ werden große Materialmengen mit Bezug auf das Dokument RP-65 /EC 93/ definiert als in der Größenordnung einer Tonne. Daher wird im vorgeschlagenen Q-System die Masse einer Tonne verwendet. Entsprechend werden nun A_1 -Werte als „unlimited“ bezeichnet, wenn Q_A , Q_B und Q_{eye} nach dem neu definierten Kriterium „unlimited“ sind. A_2 -Werte werden als „unlimited“ bezeichnet, wenn alle drei zusätzlich auch Q_C und Q_D „unlimited“ sind.

3.2 Modell für A_1 -Werte

Für die Berechnung von A_1 -Werten sieht das aktuelle Q-System im Allgemeinen die Szenarien Q_A und Q_B vor. Für Alpha-Strahler wird zusätzlich ein Q_F verwendet, siehe Abschnitt 3.2.5. Der A_1 -Wert ist das Minimum aus diesen Q-Werten. Das geometrische Modell für diese Q-Werte ist ebenfalls identisch, sodass im Folgenden die entsprechenden Szenarien gleichzeitig beschrieben werden.

3.2.1 Geometrie

Gemäß SSG-26 (Rev. 1) /IAEA 22/ wird angenommen, dass nach einem Unfall eine Person nahe dem Unfallort in 1 m Abstand 30 min lang exponiert wird. Zudem betrage die Dosisrate in 1 m Abstand vom verunfallten Versandstück maximal 0,1 Sv/h. Das Versandstück wird als Punktquelle angesehen. Die generelle Geometrie ist in Abb. 3.1 skizziert.

Das aktuelle Q-System geht davon aus, dass im Falle eines Unfalls eine abschirmende Wirkung des Verpackungsmaterials vollständig verloren geht, siehe SSG-26 (Rev.1) I.14 und I.22 /IAEA 22/. Für Q_B wird jedoch im Abschnitt I.22 eine Restabschirmung für Elektronen erwähnt und im Folgenden eine Berechnungsgrundlage beschrieben. Dabei wird von einem Absorbermaterial mit einer Massenbelegung von 150 mg/cm^2 ausgegangen. Eine genauere Dokumentation liegt nicht vor, sodass weder das Material noch seine Dichte oder Dicke bekannt sind.

Die Arbeitsgruppe hat einerseits beschlossen, generell an der Restabschirmung festzuhalten. Aus Konsistenzgründen wird diese jedoch auf alle Szenarien für A_1 ausgeweitet, da jedes Szenario alle Teilchenarten berücksichtigt. Bezüglich des Materials musste die Arbeitsgruppe jedoch eine Annahme treffen, da keine ausreichende Dokumentation vorliegt. Es wurde beschlossen, Edelstahl 316L aus PNNL-15870 Rev. 1 /MCC 11/ mit einer Dichte von $7,8 \text{ g/cm}^3$ und einer Dicke von $0,5 \text{ mm}$ anzusetzen. Der restliche Raum ist mit Luft gefüllt (dry air (near sea level)) mit einer Dichte von $0,001205 \text{ g/cm}^3$, siehe /MCC 11/.

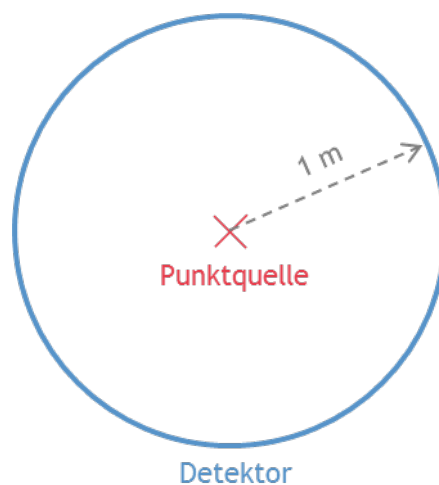


Abb. 3.1 Generelle Geometrie für A_1 -Werte

Diese Geometrie wurde in den verschiedenen Simulationscodes der Mitglieder der Arbeitsgruppe implementiert. Die GRS verwendete den Code Geant4 /AGO 03/. Eine graphische Abbildung der Geometrie in der Simulationsumgebung ist in Abb. 3.2 samt beispielhafter Teilchen-Trajektorien gezeigt.

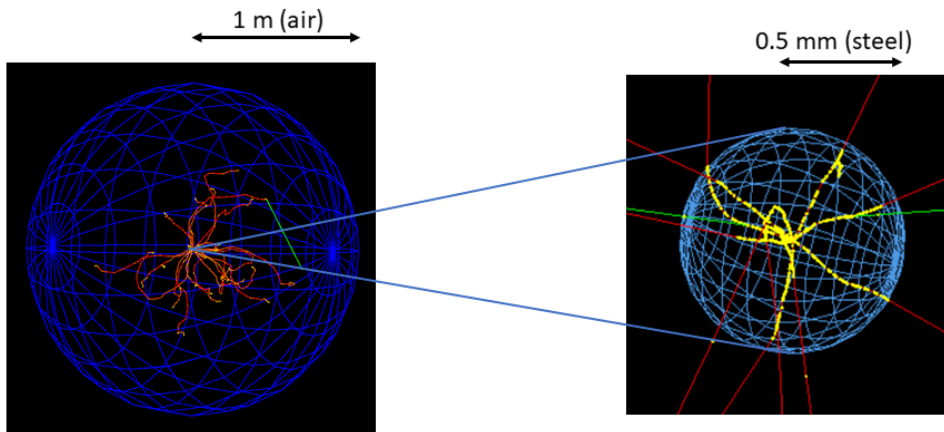


Abb. 3.2 Geometrie für A_1 -Werte in der Geant4-Simulationsumgebung

3.2.2 Dosislimits

Die Tatsache, dass im aktuellen Q-System für Q_A nur Photonen und für Q_B nur Elektronen betrachtet wurden und im vorgeschlagenen Modell alle Teilchenarten berücksichtigt werden, bringt eine Änderung in der Definition von Q_A und Q_B mit sich. Im neuen Modell wird Q_A auf der Basis einer effektiven Dosis berechnet und Q_B auf der Basis einer Hautdosis. Somit kann Q_A nun als Q_{eff} und Q_B als Q_{skin} bezeichnet werden. Die Dosislimits von 50 mSv für Q_A und 500 mSv für Q_B bleiben unverändert.

Weiterhin wird im aktuellen Q-System auf die explizite Berechnung der Augenlinse eingegangen, siehe I.26 in SSG-26 (Rev. 1) /IAEA 22/. Da Dosiskonversionskoeffizienten in der ICRP 116 zur Verfügung stehen, hat die Arbeitsgruppe beschlossen Q_{eye} als eigenständigen Q-Wert zu berechnen. Dabei wurde beschlossen, ein Dosislimit von 250 mSv einzuführen. Dieser Wert basiert auf der ICRP Publikation 118 /ICRP 12/, in der Schwellenwerte für deterministische Effekte für Organe diskutiert werden. Hier wird in Kapitel 4.13 für die Augenlinse ein Wert von 0.5 Gy für die strahleninduzierte Bildung eines Katarakts angegeben. Als Konservativität nimmt die Arbeitsgruppe einen Faktor 2 an, woraus sich das Dosislimit von 250 mSv ableiten lässt.

3.2.3 Berechnungsmethode

Die Berechnung der Q-Werte bleibt im vorgeschlagenen überarbeiteten Q-System identisch mit dem aktuellen Q-System. Für die drei zu bestimmenden Q-Werte, Q_A , Q_B und Q_{eye} , ist die folgende Gleichung gültig:

$$Q_x = \frac{H_x}{A \cdot \dot{e}_x \cdot t} \quad (3.2)$$

Dabei ist

- Q_x der Q-Wert für Q_A , Q_B oder Q_{eye} ,
- H_x der Referenzwert für Q_A (50 mSv), Q_B (500 mSv) oder Q_{eye} (250 mSv),
- A Aktivität des Nuklids (1 Bq),
- \dot{e}_x Dosisleistungskoeffizient für alle Teilchenarten (Punktquelle) in 1 m Abstand (in $Sv \cdot Bq^{-1} \cdot h^{-1}$),
- t Expositionszeit (0,5 h).

Die entscheidende Größe ist hierbei der Dosisleistungskoeffizient, da dieser nuklidabhängig und die Berechnung aufwändig ist. Die wesentliche wissenschaftliche Arbeit dieses Forschungsvorhabens diente der Berechnung dieser und weiterer Dosiskoeffizienten.

Zur Berechnung der Dosiskoeffizienten wurden Monte-Carlo-Simulationen mit der bereits beschriebenen Geometrie durchgeführt. Wie im Bericht GRS-477 /GRS 17/ im Detail beschrieben kam die Fluenz-Methode zum Einsatz, die die Teilchenfluenz durch eine Fläche, hier die Oberfläche der Kugel, bestimmt. Die Teilchenfluenz wird für monoenergetischen Primärteilchen über die gesamte Kugeloberfläche simuliert. Diese Spektren sind die Ergebnisse der Simulationen. Im Nachgang wurde durch die Anwendung entsprechender Dosiskoeffizienten der ICRP 116 /ICRP 10/ eine Umrechnung von der Teilchenfluenz auf die Dosis durchgeführt. Da die Koeffizienten für bestimmte Energien gegeben sind, wird zwischen den jeweiligen Stützstellen doppelt-logarithmisch interpoliert. Das resultierende Ergebnis sind energieabhängige Transferfunktionen, d.h. welche Dosis bewirkt die Emission eines Primärteilchens einer bestimmten Energie. Da jede Teilchenart andere sekundäre Teilchenarten erzeugen kann (z.B. Bremsstrahlung) musste für jede sekundäre Teilchenart eine eigene Transferfunktion für jedes Szenario bestimmt werden.

Die Dosiskoeffizienten der ICRP 116 sind außerdem für verschiedene Strahlungsfelder erzeugt worden. Hier musste eine Annahme getroffen werden, Details siehe Abschnitt 3.2.4, welche Daten verwendet werden sollen. Es wurde entschieden, die ISO-Geometrie zu verwenden. Die verwendeten Daten-Tabellen der ICRP 116 sind in Tab. 3.1 zusammengefasst. Es zeigt sich, dass für Q_A und Q_{eye} alle benötigten Werte tabelliert sind, jedoch nicht für Q_B . Die ICRP 116 unterscheidet zwischen einer mittleren Hautdosis und einer lokalen Haut-Äquivalentdosis (LSD). Jedoch stehen nicht beide Koeffizienten für alle Teilchenarten zur Verfügung. Während für Photonen die mittlere Hautdosis verfügbar ist, sind für Elektronen Koeffizienten zur lokalen Haut-Äquivalentdosis angegeben. Um konsistente Berechnungen durchzuführen hat die Arbeitsgruppe beschlossen, eine eigene Datenbank für die lokalen Haut-Äquivalentdosiskoeffizienten für Photonen und Neutronen zu simulieren und den Berechnungen für Q_B zugrunde zu legen. Für Positronen existiert bereits eine passende wissenschaftliche Veröffentlichung /BOU 16/.

Tab. 3.1 Verwendete Tabellen der ICRP 116

	Photonen	Elektronen	Positronen	Neutronen
Q_A	A.1 ISO	A.3 ISO	A.4 ISO	A.5 ISO
Q_B	LSD durch AG	G.1	Bourgois pub. /BOU 16/	LSD durch AG
Q_{eye}	F.1 ISO	F.2 ISO	F.2 ISO	F.3 ISO

Der Dosisleistungskoeffizient \dot{e}_x für ein bestimmtes Radionuklid und Szenario ergibt sich somit aus der Summe aller beteiligten Teilchenarten, die die Oberfläche der Kugel in der Simulation erreichen, d.h. Photonen, Elektronen, Positronen, Neutronen, sowie Photonen und Neutronen aus $(\alpha, n\gamma)$ -Kernreaktionen (siehe Abschnitt 3.2.5):

$$\dot{e}_x = \dot{e}_{ph,x} + \dot{e}_{e-,x} + \dot{e}_{e+,x} + \dot{e}_{n,x} + \dot{e}_{n,(\alpha,n\gamma),x} + \dot{e}_{ph,(\alpha,n\gamma),x} \quad (3.3)$$

3.2.4 Bestrahlungsgeometrie

Bei der Bestrahlungsgeometrie handelt es sich um die Frage, aus welcher Richtung der Körper bestrahlt wird. Die energieabhängigen Dosiskonversionskoeffizienten stehen für verschiedene Strahlungsfelder zur Verfügung, siehe Abb. 3.3. Jedoch gibt es hierbei Einschränkungen bei bestimmten Koeffizienten. Beispielsweise stehen für die Effektive Dosis für Elektronen in der ICRP 116 /ICRP 10/ keine Koeffizienten für seitliche (LLAT und RLAT) und der rotationssymmetrischen (ROT) Bestrahlung zur Verfügung. Die Arbeitsgruppe hat beschlossen, auf die stets verfügbare ISO-Geometrie zurückzugreifen,

die auch im aktuellen Q-System verwendet wird. Hier ist die Bestrahlung isotrop und somit trifft die Strahlung von allen Seiten auf den Körper.

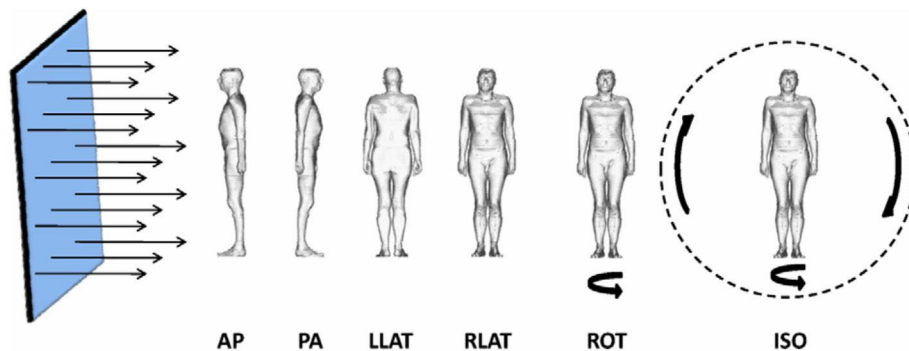


Abb. 3.3 Bestrahlungsfelder der ICRP 116 /ICRP 10/

3.2.5 Alphastrahler

Bereits im aktuellen Q-System wird darauf hingewiesen, dass die Q_A - und Q_B -Werte für Alphastrahler zu groß sein könnten. Daher wird aktuell für Alphastrahler der sogenannte Q_F -Wert eingeführt, mit $Q_F = 10^4 \times Q_C$, der anstelle von Q_A angegeben wird, sollte er restriktiver sein. Abschnitt I.53 in SSG-26 (Rev. 1) /IAEA 22/ beschreibt die historische Entwicklung dieser Berechnung und weist auf einen nicht fundierten wissenschaftlichen Hintergrund hin.

Da die Herangehensweise der Arbeitsgruppe war, alle Teilchenarten zu berücksichtigen, wurden auch Alpha-Teilchen explizit simuliert. Im Falle von A_1 ist jedoch ein direkter Beitrag der Alpha-Teilchen aufgrund der Restabschirmung nicht gegeben. Dennoch können Kernreaktionen auftreten, bei denen das Alpha-Teilchen in einen Atomkern aufgenommen wird, und ein Neutron entweicht, gefolgt von möglichen Gamma-Quanten, deren Emission den angeregten resultierenden Atomkern in den Grundzustand überführen. Diese Kernreaktion ist die $(\alpha, n\gamma)$ Reaktion.

Die Arbeitsgruppe hat eine Methodik entwickelt, um die Dosisbeiträge dieser $(\alpha, n\gamma)$ Reaktionen möglichst konservativ für alle Alpha-Emitter zu bestimmen. Zum einen werden somit entsprechende Neutronenquellen, z.B. AmBe, mit den neuen A-Werten abgedeckt und zum anderen sind Alpha-Teilchen explizit berücksichtigt und die Anwendung von Q_F ist obsolet. Eine detaillierte Beschreibung der Methodik findet sich in /THO 23/.

Die Methodik verfolgt das Ziel, sowohl Neutronen-, als auch Gamma-Spektren zu generieren, sodass Energie und Intensität sozusagen die Nukliddaten der ICRP 107 ergänzen und in die normale Berechnungsprozedur für Q_A , Q_B , und Q_{eye} einfließen können.

Um Neutronenspektren zu generieren, wurde auf das Programm SOURCES4C /WIL 02/ zurückgegriffen. Dafür mussten einige Modellparameter definiert werden. Ein entscheidender Einflussfaktor auf diese Spektren sind die Massenverhältnisse zwischen dem α -Emitter (z.B. Am-241) und dem Targetmaterial (z.B. Be-9). Je höher die Masse des Targetmaterials, desto höher ist der Neutronenfluss. Dieser Trend nähert sich jedoch einem maximalen Wert an. Typische Neutronenquellen weisen ein Massenverhältnis von 0,1 bis 2 auf, wobei der Verlauf erst bei viel höheren und somit in der Praxis nicht vorkommender Massenverhältnisse asymptotisch gegen den maximalen Wert der Neutronenfluss läuft. Die Arbeitsgruppe hat daher entschieden, ein Massenverhältnis von 5 anzuwenden. Dieser ist für alle typischen Massenverhältnisse abdeckend, aber nicht zu konservativ in der Nähe des Maximums der Neutronenfluss.

Weiterhin wurden systematische Studien mit diversen verfügbaren Alpha-Strahlern und Targetmaterialien durchgeführt. Ein Ergebnis war, dass Be-9 den höchsten Neutronenfluss erzeugt. Daher hat die Arbeitsgruppe beschlossen, Be-9 als Standard-Targetmaterial zu verwenden. Somit konnten weitere systematische Studien durchgeführt werden und letztendlich Neutronendosen für die Szenarien Q_A , Q_B , sowie Q_{eye} sowie Neutronen-Emissionsraten als Funktion der mittleren Alpha-Energie berechnet werden, siehe Abb. 3.4 bis Abb. 3.7. In den Abbildungen sind zusätzlich Fitfunktionen zu sehen, die den Verlauf wiedergeben und somit für alle Alpha-Energien anwendbar machen. Unter einer Alpha-Energie von 4 MeV wurde jeweils ein konservativer Schwellenwert verwendet.

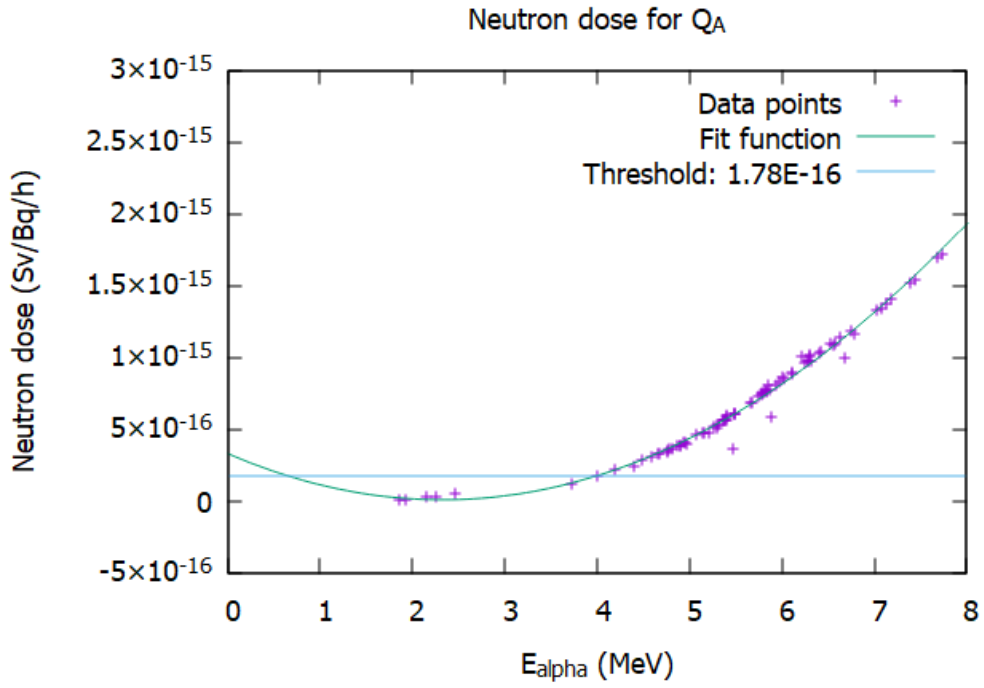


Abb. 3.4 Beiträge der Neutronendosen für Q_A

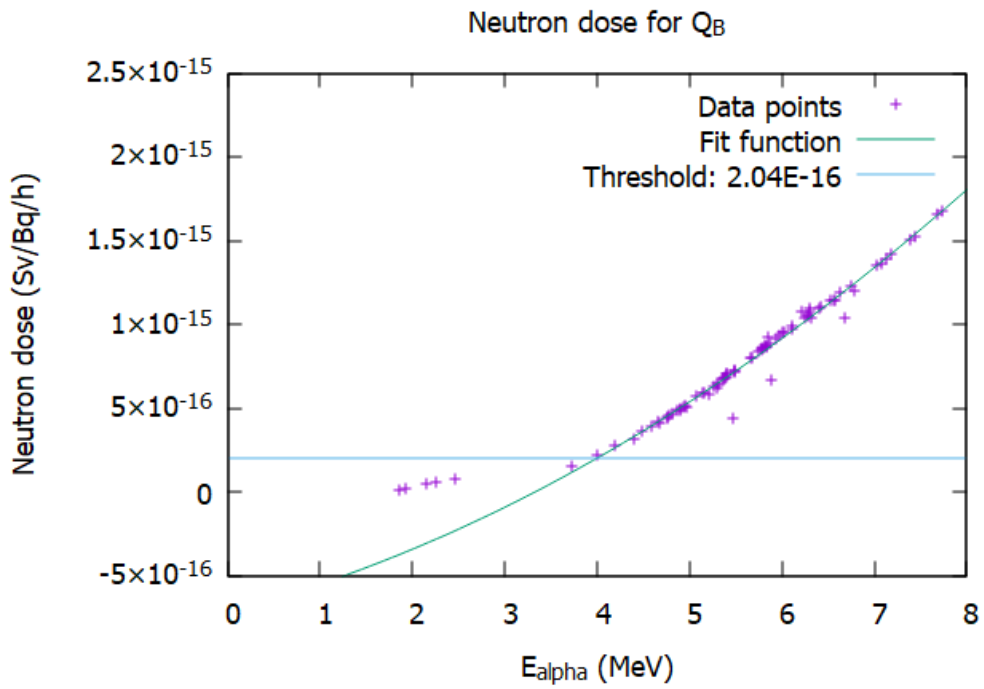


Abb. 3.5 Beiträge der Neutronendosen für Q_B

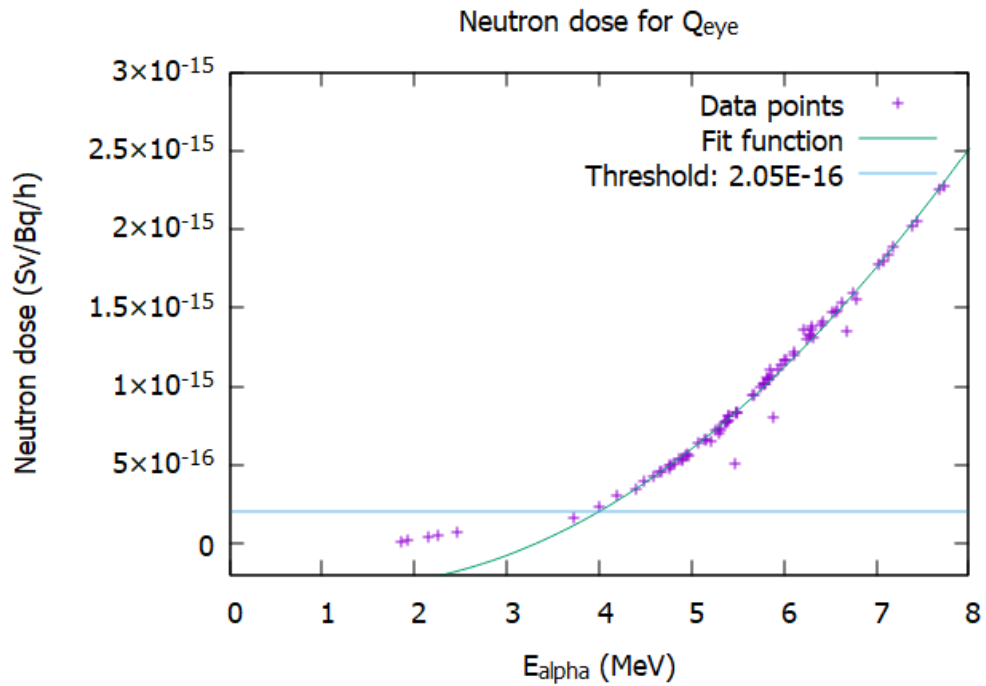


Abb. 3.6 Beiträge der Neutronendosen für Q_{eye}

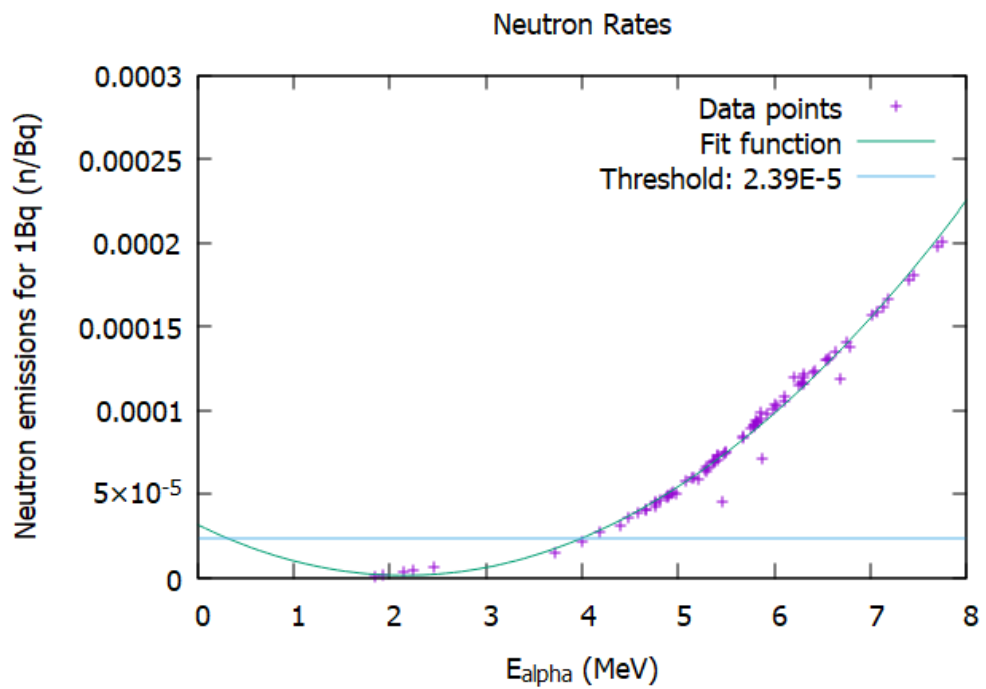


Abb. 3.7 Neutronen-Emissionsraten als Funktion der mittleren Alpha-Energie

Die Fitfunktionen in Abb. 3.4 bis Abb. 3.7 wurden mit dem Levenberg-Marquardt-Verfahren im Programm Gnuplot /WIL 21/ erstellt und lauten:

$$e_{n,(a,n),Qa} = \begin{cases} 3.32841E - 16 - 2.77064E - 16 * E_{\alpha} + 5.96272E - 17 * E_{\alpha}^2, & E_{\alpha} \geq 4 \text{ MeV} \\ 1.78E - 16 & , E_{\alpha} < 4 \text{ MeV} \end{cases} \quad (3.4)$$

$$e_{n,(a,n),Qb} = \begin{cases} -7.11444E - 16 + 1.43318E - 16 * E_{\alpha} + 2.1392E - 17 * E_{\alpha}^2, & E_{\alpha} \geq 4 \text{ MeV} \\ 2.04E - 16 & , E_{\alpha} < 4 \text{ MeV} \end{cases} \quad (3.5)$$

$$e_{n,(a,n),Qeye} = \begin{cases} -1.96685E - 16 - 1.37594E - 16 * E_{\alpha} + 5.95284E - 17 * E_{\alpha}^2, & E_{\alpha} \geq 4 \text{ MeV} \\ 2.05E - 16 & , E_{\alpha} < 4 \text{ MeV} \end{cases} \quad (3.6)$$

$$\frac{n}{nt(E_{\alpha})} = \begin{cases} 3.20544E - 05 - 2.81916E - 05 * E_{\alpha} + 6.54225E - 06 * E_{\alpha}^2, & E_{\alpha} \geq 4 \text{ MeV} \\ 2.39E - 05 & , E_{\alpha} < 4 \text{ MeV} \end{cases} \quad (3.7)$$

Für die Berechnung der Photonenbeiträge der $(\alpha, n\gamma)$ -Kernreaktionen wurde der Reaktionscode TALYS /KON 07/ verwendet. Auch hier wurden systematische Studien mit dem Be-9 Standard-Targetmaterial für Alpha-Energien zwischen 0,4 MeV (niedrigste Energie mit einem Beitrag) und 12 MeV für alle drei Szenarien durchgeführt, siehe Abb. 3.8.

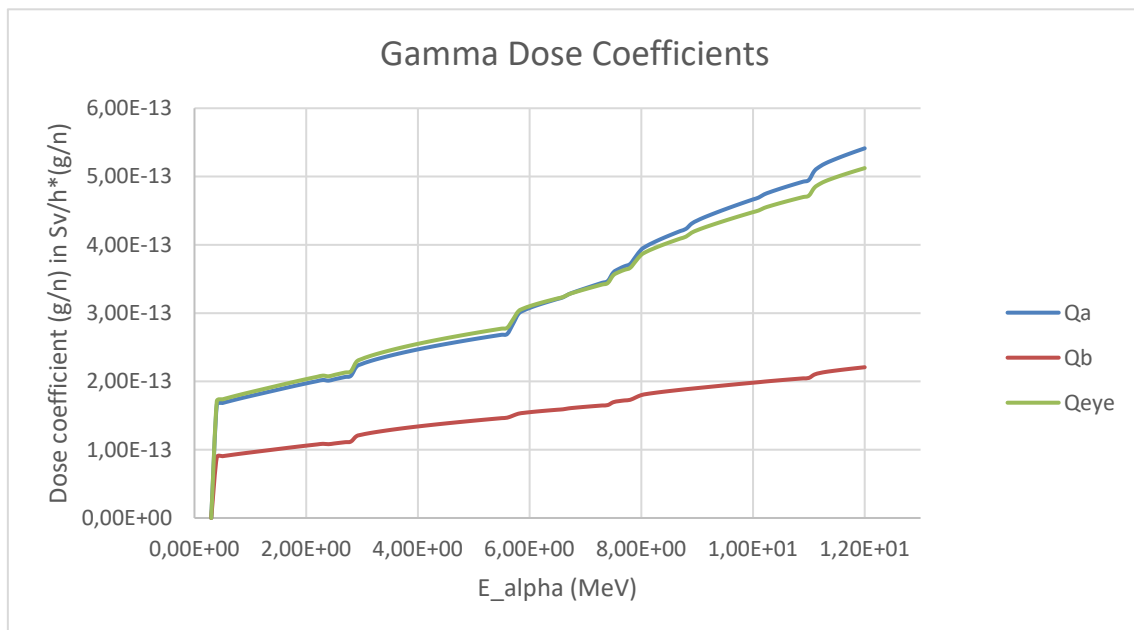


Abb. 3.8 Photonen-Dosiskoeffizienten der $(\alpha, n\gamma)$ -Reaktionen pro Neutron

Die sprunghaften Anstiege der Dosisbeiträge pro Neutron resultieren aus den höheren Eingangszustände der Compoundkerne, die durch höhere Alpha-Energien erreicht werden. Somit stehen höhere angeregte Zustände zur Verfügung und öffnen neue Zerfallskanäle und entsprechend zusätzliche Gamma-Linien. Da die sprunghaften Anstiege nicht in einer Fitfunktion abgebildet werden können, wird hier auf eine Fitfunktion

verzichtet. Da in TALYS jedoch einzelne Alpha-Energien gewählt werden können (in SOURCES4C stehen nur die Alpha-emittierenden Radionuklide zur Verfügung), ist der Verlauf ausreichend engmaschig. Mit Hilfe der Neutronen-Emissionsraten, siehe Abb. 3.7, können die Photonen-Beiträge pro Neutron für jedes Radionuklid skaliert werden. Das finale Ergebnis, die Dosiskoeffizienten für Photonenbeiträge aus der $(\alpha, n\gamma)$ -Reaktion für Q_A , Q_B , und Q_{eye} sind in Abhängigkeit der Alpha-Energie in Tab. 3.2 gelistet. Diese Dosisbeiträge können je nach Energie des emittierten Alpha-Teilchens eines beliebigen Radionuklides der Berechnung jedes Szenarios hinzugefügt werden.

Tab. 3.2 Dosiskoeffizienten für Photonenbeiträge bei $(\alpha, n\gamma)$ Reaktionen

E_alpha	$\dot{e}_{ph,(\alpha,n\gamma),QA}$	$\dot{e}_{ph,(\alpha,n\gamma),QB}$	$\dot{e}_{ph,(\alpha,n\gamma),Qeye}$	E_alpha	$\dot{e}_{ph,(\alpha,n\gamma),QA}$	$\dot{e}_{ph,(\alpha,n\gamma),QB}$	$\dot{e}_{ph,(\alpha,n\gamma),Qeye}$
MeV	Sv/Bq/h	Sv/Bq/h	Sv/Bq/h	MeV	Sv/Bq/h	Sv/Bq/h	Sv/Bq/h
0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	4.10E+00	6.87E-18	3.73E-18	7.10E-18
3.00E-01	0.00E+00	0.00E+00	0.00E+00	4.20E+00	7.57E-18	4.11E-18	7.82E-18
4.00E-01	3.58E-18	1.93E-18	3.70E-18	4.30E+00	8.30E-18	4.51E-18	8.58E-18
5.00E-01	3.64E-18	1.95E-18	3.75E-18	4.40E+00	9.08E-18	4.93E-18	9.38E-18
6.00E-01	3.68E-18	1.98E-18	3.80E-18	4.50E+00	9.90E-18	5.38E-18	1.02E-17
7.00E-01	3.73E-18	2.00E-18	3.85E-18	4.60E+00	1.08E-17	5.85E-18	1.11E-17
8.00E-01	3.77E-18	2.03E-18	3.89E-18	4.70E+00	1.16E-17	6.33E-18	1.20E-17
9.00E-01	3.82E-18	2.05E-18	3.94E-18	4.80E+00	1.26E-17	6.85E-18	1.30E-17
1.00E+00	3.86E-18	2.07E-18	3.98E-18	4.90E+00	1.36E-17	7.38E-18	1.40E-17
1.10E+00	3.90E-18	2.09E-18	4.02E-18	5.00E+00	1.46E-17	7.94E-18	1.51E-17
1.20E+00	3.94E-18	2.12E-18	4.06E-18	5.10E+00	1.56E-17	8.52E-18	1.62E-17
1.30E+00	3.98E-18	2.14E-18	4.10E-18	5.20E+00	1.68E-17	9.12E-18	1.73E-17
1.40E+00	4.02E-18	2.16E-18	4.15E-18	5.30E+00	1.79E-17	9.75E-18	1.85E-17
1.50E+00	4.06E-18	2.18E-18	4.19E-18	5.40E+00	1.91E-17	1.04E-17	1.97E-17
1.60E+00	4.10E-18	2.20E-18	4.23E-18	5.50E+00	2.03E-17	1.11E-17	2.10E-17
1.70E+00	4.14E-18	2.23E-18	4.27E-18	5.60E+00	2.16E-17	1.18E-17	2.23E-17
1.80E+00	4.18E-18	2.25E-18	4.31E-18	5.70E+00	2.40E-17	1.27E-17	2.46E-17
1.90E+00	4.22E-18	2.27E-18	4.35E-18	5.80E+00	2.67E-17	1.36E-17	2.70E-17
2.00E+00	4.26E-18	2.29E-18	4.39E-18	5.90E+00	2.86E-17	1.45E-17	2.89E-17
2.10E+00	4.29E-18	2.31E-18	4.43E-18	6.00E+00	3.04E-17	1.53E-17	3.07E-17
2.20E+00	4.33E-18	2.33E-18	4.47E-18	6.10E+00	3.23E-17	1.62E-17	3.25E-17
2.30E+00	4.37E-18	2.35E-18	4.50E-18	6.20E+00	3.42E-17	1.71E-17	3.44E-17
2.40E+00	4.34E-18	2.33E-18	4.48E-18	6.30E+00	3.61E-17	1.80E-17	3.63E-17
2.50E+00	4.38E-18	2.36E-18	4.52E-18	6.40E+00	3.81E-17	1.89E-17	3.83E-17
2.60E+00	4.42E-18	2.38E-18	4.56E-18	6.50E+00	4.02E-17	1.99E-17	4.03E-17
2.70E+00	4.46E-18	2.40E-18	4.60E-18	6.60E+00	4.23E-17	2.08E-17	4.24E-17
2.80E+00	4.50E-18	2.42E-18	4.64E-18	6.70E+00	4.48E-17	2.20E-17	4.48E-17
2.90E+00	4.79E-18	2.59E-18	4.94E-18	6.80E+00	4.72E-17	2.30E-17	4.71E-17
3.00E+00	4.87E-18	2.64E-18	5.03E-18	6.90E+00	4.96E-17	2.41E-17	4.95E-17
3.10E+00	4.94E-18	2.67E-18	5.10E-18	7.00E+00	5.21E-17	2.52E-17	5.19E-17

E_alpha	$\dot{e}_{ph,(\alpha,\gamma),QA}$	$\dot{e}_{ph,(\alpha,\gamma),QB}$	$\dot{e}_{ph,(\alpha,\gamma),Qeye}$	E_alpha	$\dot{e}_{ph,(\alpha,\gamma),QA}$	$\dot{e}_{ph,(\alpha,\gamma),QB}$	$\dot{e}_{ph,(\alpha,\gamma),Qeye}$
MeV	Sv/Bq/h	Sv/Bq/h	Sv/Bq/h	MeV	Sv/Bq/h	Sv/Bq/h	Sv/Bq/h
3.20E+00	4.99E-18	2.70E-18	5.15E-18	7.10E+00	5.46E-17	2.63E-17	5.44E-17
3.30E+00	5.04E-18	2.73E-18	5.21E-18	7.20E+00	5.73E-17	2.75E-17	5.69E-17
3.40E+00	5.09E-18	2.76E-18	5.25E-18	7.30E+00	6.00E-17	2.87E-17	5.95E-17
3.50E+00	5.13E-18	2.78E-18	5.30E-18	7.40E+00	6.27E-17	2.99E-17	6.22E-17
3.60E+00	5.18E-18	2.81E-18	5.35E-18	7.50E+00	6.75E-17	3.18E-17	6.67E-17
3.70E+00	5.22E-18	2.83E-18	5.39E-18	7.60E+00	7.10E-17	3.33E-17	7.00E-17
3.80E+00	5.26E-18	2.85E-18	5.43E-18	7.70E+00	7.43E-17	3.47E-17	7.32E-17
3.90E+00	5.59E-18	3.03E-18	5.77E-18	7.80E+00	7.76E-17	3.61E-17	7.65E-17
4.00E+00	6.21E-18	3.37E-18	6.41E-18	7.90E+00	8.27E-17	3.81E-17	8.12E-17
8.00E+00	8.78E-17	4.02E-17	8.61E-17	1.01E+01	1.92E-16	8.13E-17	1.84E-16
8.10E+00	9.21E-17	4.20E-17	9.02E-17	1.02E+01	1.99E-16	8.37E-17	1.90E-16
8.20E+00	9.61E-17	4.36E-17	9.40E-17	1.03E+01	2.05E-16	8.61E-17	1.96E-16
8.30E+00	1.00E-16	4.53E-17	9.79E-17	1.04E+01	2.11E-16	8.85E-17	2.02E-16
8.40E+00	1.04E-16	4.70E-17	1.02E-16	1.05E+01	2.17E-16	9.09E-17	2.08E-16
8.50E+00	1.09E-16	4.88E-17	1.06E-16	1.06E+01	2.24E-16	9.34E-17	2.14E-16
8.60E+00	1.13E-16	5.06E-17	1.10E-16	1.07E+01	2.30E-16	9.59E-17	2.20E-16
8.70E+00	1.17E-16	5.24E-17	1.14E-16	1.08E+01	2.37E-16	9.85E-17	2.26E-16
8.80E+00	1.22E-16	5.42E-17	1.18E-16	1.09E+01	2.43E-16	1.01E-16	2.32E-16
8.90E+00	1.28E-16	5.61E-17	1.24E-16	1.10E+01	2.50E-16	1.04E-16	2.39E-16
9.00E+00	1.33E-16	5.80E-17	1.28E-16	1.11E+01	2.63E-16	1.09E-16	2.50E-16
9.10E+00	1.38E-16	5.99E-17	1.33E-16	1.12E+01	2.72E-16	1.12E-16	2.59E-16
9.20E+00	1.43E-16	6.19E-17	1.38E-16	1.13E+01	2.80E-16	1.15E-16	2.66E-16
9.30E+00	1.48E-16	6.39E-17	1.43E-16	1.14E+01	2.89E-16	1.19E-16	2.74E-16
9.40E+00	1.53E-16	6.59E-17	1.48E-16	1.15E+01	2.97E-16	1.22E-16	2.81E-16
9.50E+00	1.58E-16	6.80E-17	1.52E-16	1.16E+01	3.05E-16	1.25E-16	2.89E-16
9.60E+00	1.64E-16	7.01E-17	1.58E-16	1.17E+01	3.13E-16	1.28E-16	2.97E-16
9.70E+00	1.69E-16	7.23E-17	1.63E-16	1.18E+01	3.21E-16	1.31E-16	3.04E-16
9.80E+00	1.75E-16	7.45E-17	1.68E-16	1.19E+01	3.30E-16	1.35E-16	3.12E-16
9.90E+00	1.80E-16	7.67E-17	1.73E-16	1.20E+01	3.38E-16	1.38E-16	3.20E-16
1.00E+01	1.86E-16	7.90E-17	1.79E-16				

3.3 Modell für Q_C

Für Q_C stimmen die Mitglieder der Arbeitsgruppe überein, dass sich das grundlegende Szenario nicht ändern soll. Hierbei wird in einer 300 m³ großen Lagerhalle für 30 Minuten mit einer Freisetzung von 10⁻³ bis 10⁻² eine Exposition durch Inhalation herbeigeführt. Dabei liegt der inhalierte Anteil bei 10⁻⁴ bis 10⁻³ wodurch sich ein Aufnahmefaktor von 10⁻⁶ ableitet. Im aktuellen Q-System wurden hierfür die Koeffizienten der ICRP 68 /ICRP 94/ verwendet. Mittlerweile gibt es eine Reihe neuerer Veröffentlichung, siehe ICRP 130 /ICRP 15b/, 134 /ICRP 17b/, 137 /ICRP 18/, 141 /ICRP 19/ und 151

/ICRP 22/. Hier sind Dosiskoeffizienten für Aerosole mit einer Größe von 0,001 µm bis 20 µm enthalten. Als Größe wird hier der AMAD (Activity Median Aerodynamic Diameter) verwendet. Das aktuelle Q-System greift auf Dosiskoeffizienten mit einem AMAD von 1 µm zurück und es wird darauf hingewiesen, dass dies nicht für jeden Fall den konservativsten Wert darstellt. Mit den neuen AMAD bis zu 0,001 µm, also im Bereich von Nanopartikeln, sind zwar einige restriktivere Werte verfügbar, aber die Arbeitsgruppe hat beschlossen, den konservativsten Wert von 1 µm und 5 µm zu verwenden. Die Begründung, 5 µm ebenfalls in Betracht zu ziehen, stammt aus der Empfehlung der ICRP 130 /ICRP 15a/. Hier wird generell empfohlen, einen AMAD von 5 µm zu verwenden, wenn die Größenverteilung der Aerosole nicht bekannt ist.

Der Wert Q_C wird weiterhin berechnet durch

$$Q_C = \frac{E}{f_{int} \cdot e_{inh}} \quad (3.8)$$

mit

- E Referenzwert der effektiven Dosis (50 mSv),
- f_{int} Anteil des radioaktiven Stoffes, der freigesetzt und inhaliert wird ($1 \cdot 10^{-6}$),
- e_{inh} Dosiskoeffizient Inhalation für beruflich strahlenexponierte Personen (worker) (in Sv·Bq⁻¹).

Für Q_C ändert sich mit dem vorgeschlagenen Q-System demnach keine grundlegende Methodik. Es werden lediglich die Inhalationskoeffizienten neuer Veröffentlichungen verwendet, die dem aktuellen Stand von W&T entsprechen.

3.4 Modell für Q_D

Das Modell zur Berechnung von Q_D -Werten teilt sich in zwei Werte auf. Einerseits wird die Kontamination der Haut, andererseits die Ingestion betrachtet. Das aktuelle Q-System hat die Ingestion jedoch nicht explizit berechnet, sondern in I.45 der SSG-26 (Rev. 1) darauf hingewiesen, dass dieser Wert generell größer oder gleich der Inhalation sein sollte. Eine Berechnung sei daher nicht notwendig. Die Arbeitsgruppe hat jedoch beschlossen, diese Berechnungen durchzuführen. Im Anschluss an die Kontamination der Haut wird daher nachfolgend die Berechnung der Ingestion beschrieben.

Die Arbeitsgruppe hat sich für Simulationen zur Berechnung von Q_D -Werten zur Kontamination der Haut entschieden. Da sich das aktuelle Q-System auf Daten von Cross et al. /CRO 92/ bezieht, war eine Übernahme dieser Geometrie naheliegend. Andererseits hat die ICRP 116 /ICRP 10/ eine Methode veröffentlicht, die den aktuellen Stand von Wissenschaft und Technik widerspiegelt. Im Folgenden werden die groben Parameter der beiden Modelle gegenübergestellt:

- Modell nach Cross et al. /CRO 92/
 - Zylinder mit 100 cm² Grundfläche
 - Isotrope Quelle mit 100 cm² Fläche
 - Detektor mit 1 cm² Fläche
 - Integration der Dosis bei einer Eindringtiefe zwischen 60 µm und 80 µm
- ICRP 116 Modell /ICRP 10/
 - Quader aus Hautmaterial mit 10x10x10 cm³
 - Isotrope Quelle mit 38.5 cm² (entspricht einem Radius von 7 cm)
 - Detektor mit 1 cm² Fläche
 - Integration der Dosis bei einer Eindringtiefe zwischen 50 µm und 100 µm

Die Arbeitsgruppe hat beide Modelle analysiert und dabei wurden maximal ca. 10 % Abweichung zwischen den Modellen sichtbar. Diese Untersuchung zeigt, dass im Allgemeinen keine wesentlich unterschiedlichen Ergebnisse zwischen den beiden Modellen zu erwarten ist und eine gute Übereinstimmung vorliegt. Um eine möglichst große Konsistenz zu wahren wurde beschlossen, das ICRP-Modell zu verwenden, da wenn immer möglich an anderen Stellen auf die ICRP-Empfehlungen zurückgegriffen wurde. Eine schematische Zeichnung des in der Simulation verwendeten Modells ist in Abb. 3.9 gezeigt.

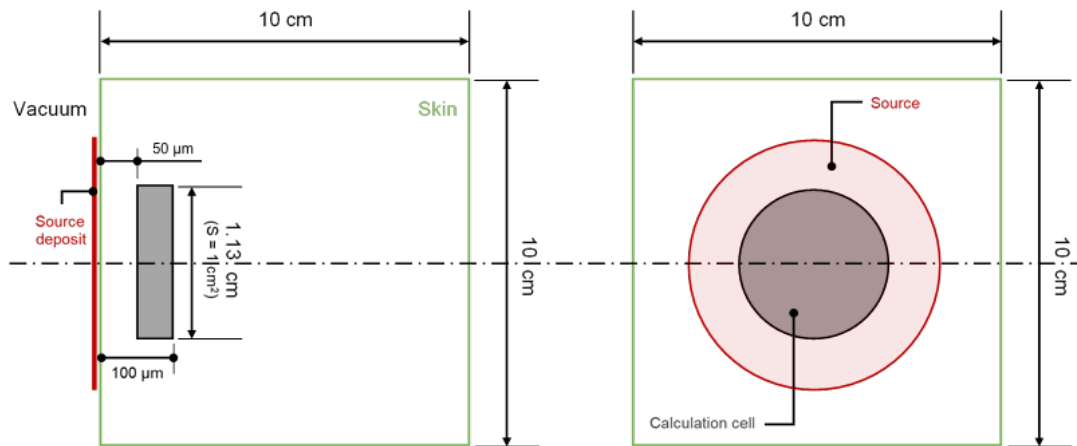


Abb. 3.9 Geometrie für die Simulationen von Q_D

Für alle Primärteilchen (Photonen, Elektronen, Positronen, Neutronen, Alpha-Teilchen) wurden Simulationen durchgeführt und die Dosis pro Primärteilchen in Abhängigkeit der Primärenergie anhand der simulierten deponierten Energie bestimmt. Dabei wurden gute Übereinstimmungen mit den Simulationen der anderen Codes der AG-Mitglieder erreicht. Eine Ausnahme sind die Simulationen für Alpha-Teilchen im Energiebereich unter ca. 7 MeV, siehe Abb. 3.10. Hier haben die Alpha-Teilchen noch nicht ausreichend Energie, um direkt das sensitive Volumen zu erreichen. Mit einer geringen Wahrscheinlichkeit werden jedoch sekundäre Protonen erzeugt, die Energie im sensitiven Volumen deponieren. Für diese Wechselwirkungen liegen den Simulationscodes unterschiedliche Wechselwirkungsquerschnitte zugrunde, die das Bremsvermögen anders beschreiben. Ab ca. 7 MeV nähern sich die Simulationen an und in den Energiebereichen, in denen die Alpha-Teilchen das sensitive Volumen erreichen ist die Übereinstimmung zwischen den Codes groß. Analysen zeigen, dass der Einfluss dieser Abweichungen unter 7 MeV auf die Q-Werte gering ist. Insbesondere sind die Beiträge gering und ca. 5 Größenordnungen kleiner als bei höheren Energien. Dadurch zeigt sich im Endeffekt, dass Dosisbeiträge dieser Alphateilchen keinen signifikanten Beitrag bei Q_D -dominierten A_2 -Werten aller in der SSR-6 geführten Radionuklide liefern. Die unterschiedlichen Ergebnisse der Simulationen sind daher nicht relevant.

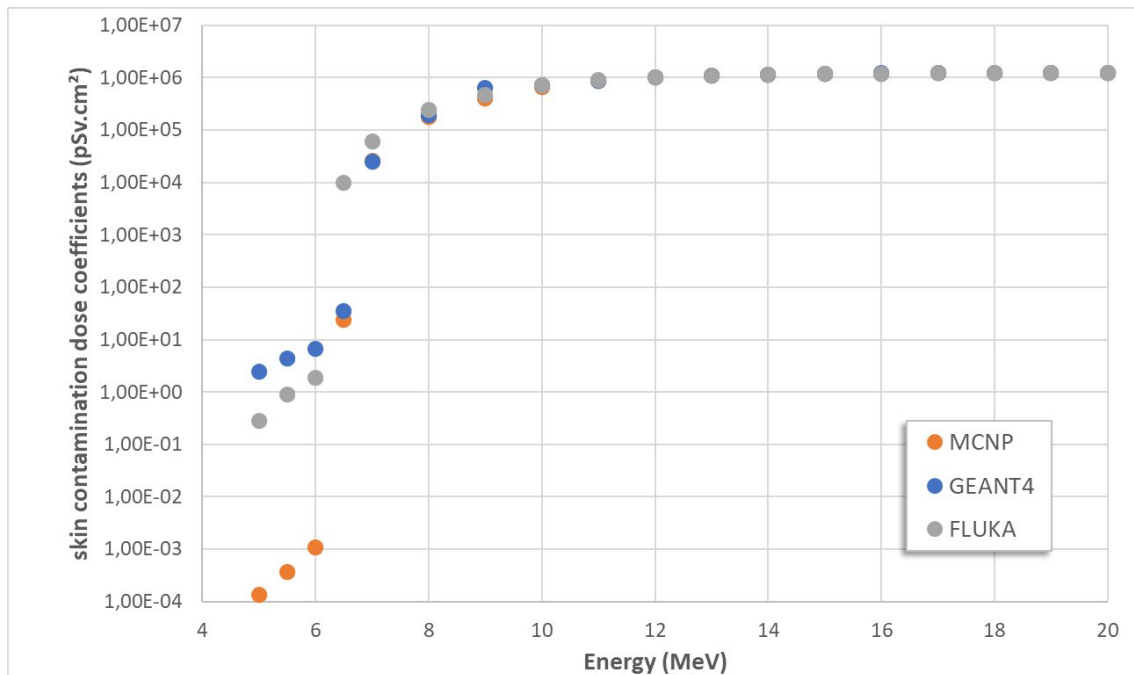


Abb. 3.10 Dosiskoeffizienten für Alpha-Teilchen für Q_D

Der Wert für Q_D wird berechnet durch

$$Q_D = \frac{H_{Haut}}{f_{Haut} \cdot \dot{h}_{Haut} \cdot t} \quad (3.9)$$

mit

H_{Haut} Referenzwert der Hautdosis (500 mSv),

f_{Haut} Anteil des radioaktiven Stoffes, der auf der Hautfläche verteilt wird ($1 \cdot 10^{-3} \text{ m}^{-2}$),

\dot{h}_{Haut} Dosisleistungskoeffizient für Hautkontamination (in $\text{Sv} \cdot \text{m}^2 \cdot \text{Bq}^{-1} \cdot \text{h}^{-1}$),

t Expositionszeit (5 h).

Wie eingangs bereits beschrieben wird der Pfad von Q_D zusätzlich zur Abschätzung einer Ingestionsdosis verwendet. Der Ingestionspfad errechnet sich laut SSG-26 nach

$$Q_{D, \text{ing}} = 10^{-6} \cdot Q_D. \quad (3.10)$$

Dabei wird der Referenzwert der effektiven Dosis (50 mSv) verwendet sowie die Dosiskoeffizienten der ICRP-Publikationen 130, 134, 137, 141 und 151.

3.5 Modell für Q_E

Eine Dosis durch Submersion wird mit dem Pfad Q_E für radioaktive Stoffe, die nicht inkorporiert werden (im Wesentlichen Edelgase), abgedeckt. Auch hier hält die Arbeitsgruppe am aktuellen Szenario so weit wie möglich fest. In einer Lagerhalle mit den Dimensionen $3 \times 10 \times 10 \text{ m}^3$ und vier Luftwechslern pro Stunde hält sich ein Arbeiter maximal 30 Minuten nach einem Unfall auf.

Es werden sowohl die effektive Dosis als auch die Hautdosis für das jeweilige Nuklid berechnet. Der Wert Q_E wird berechnet durch

$$Q_E = \min\{Q_{E,eff}, Q_{E,Haut}\} \quad (3.11)$$

Wobei $Q_{E,eff}$ und $Q_{E,Haut}$ berechnet werden durch

$$Q_{E,eff} = \frac{E}{c \cdot h_{subm,eff}} \quad (3.12)$$

bzw.

$$Q_{E,Haut} = \frac{H_{Haut}}{c \cdot h_{subm,Haut}} \quad (3.13)$$

mit

E	Referenzwert der effektiven Dosis (50 mSv),
H_{Haut}	Referenzwert der Hautdosis (500 mSv),
c	zeitintegrierte Luftkonzentration ($2,6 \text{ Bq} \cdot \text{s} \cdot \text{m}^{-3}$),
$h_{subm,eff}$	Dosiskoeffizient Submersion für effektive Dosis (in $\text{Sv} \cdot \text{m}^3 \cdot \text{Bq}^{-1} \cdot \text{s}^{-1}$),
$h_{subm,Haut}$	Dosiskoeffizient Submersion für Hautdosis (in $\text{Sv} \cdot \text{m}^3 \cdot \text{Bq}^{-1} \cdot \text{s}^{-1}$).

Das aktuelle Q-System verwendet die Dosiskoeffizienten für Submersion des Federal Guidance Report No. 12 /FGR 93/ von 1993. Mit der Veröffentlichung neuer Submersionskoeffizienten durch die ICRP 144 /ICRP20/ von 2020 steht eine Alternative zur Verfügung, die dem aktuellen Stand von W&T entspricht. Daher hat die Arbeitsgruppe entschieden, auf diese Daten bei der Berechnung von Q_E zurückzugreifen.

4 Ergebnisse der Neuberechnung von A-Werten

Anhand der in Kapitel 3 beschriebenen Modelle wurden die A-Werte für die in Table 2 der SSR-6 gelisteten Nuklide im Besonderen, aber auch für alle Nuklide der ICRP 107 berechnet. Dafür wurden innerhalb der Arbeitsgruppe drei verschiedene Codes entwickelt. Darunter vom CERN, der IRSN und der GRS. Der Code MCBAS (Monte-Carlo Based A-value Simulator), siehe die Berichte GRS-477 /GRS 17/ und GRS-603 /GRS 20/, wurde durch die GRS entwickelt. Von Mitarbeitern des CERN wurde das Berechnungs- und Visualisierungs-Tool SOFT entwickelt /FRO 20/, das eine gute Grundlage zur Darstellung und Analyse verschiedener Datensätze bietet und Q- sowie A-Werte berechnet. Der Nachfolger von SOFT wurde CORAL genannt und bietet diverse Weiterentwicklungen. Dieses Tool soll nach Möglichkeit der Öffentlichkeit zugänglich gemacht werden. Die Arbeitsgruppe hat beschlossen, die Ergebnisse dieses Tools als offizielle Ergebnisse der AG zu präsentieren, da hier alle Transferfunktionen der verschiedenen Institutionen gemittelt eingehen. Zur Validierung von CORAL wurden die Codes von IRSN und der GRS jedoch intensiv eingesetzt. Außerdem war die Fertigstellung des GRS Codes MCBAS sinnvoll, um unabhängig zu sein und die GRS sowie die Auftraggeberin in Zukunft in die Lage zu versetzen, entsprechende Berechnungen durchzuführen.

Die Validierung von CORAL wurde erfolgreich abgeschlossen und alle A-Werte aller drei Codes stimmen überein. Am 28.09.2022 wurden die neu berechneten A-Werte auf den Server der TRANSSC hochgeladen und zur Verfügung gestellt. Ein Vergleich der aktuellen und der neuen A-Werte der SSR-6 sind in Tab. 4.1 mit Ausnahme von angereicherem Uran aufgelistet. Die Zusammensetzung von U_{enr} ist entscheidend dafür bis zu welchem Anreicherungsgrad die A-Werte „unlimited“ sind. Nach derzeitigem Stand wären statt 20%-Anreicherung wie im aktuellen Q-System lediglich eine Anreicherung bis 11% „unlimited“. Dieses Thema wird zurzeit noch in der internationalen Arbeitsgruppe diskutiert.

Tab. 4.1 Aktuelle und neu berechnete A-Werte im Vergleich

Radionuklid	A ₁		A ₂		NEU/AKTUELL	
	IAEA SSR6	AG A ₁ /A ₂	IAEA SSR6	AG A ₁ /A ₂	A ₁	A ₂
	TBq	TBq	TBq	TBq		
Ac-225	8E-01	4E+00	6E-03	7E-04	5.00	0.12
Ac-227	9E-01	4E+01	9E-05	5E-04	44.44	5.56
Ac-228	6E-01	1E+00	5E-01	6E-01	1.67	1.20

Radionuklid	A ₁		A ₂		NEU/AKTUELL	
	IAEA SSR6	AG A ₁ /A ₂	IAEA SSR6	AG A ₁ /A ₂	A ₁	A ₂
	TBq	TBq	TBq	TBq		
Ag-105	2E+00	2E+00	2E+00	2E+00	1.00	1.00
Ag-108m	7E-01	7E-01	7E-01	3E-01	1.00	0.43
Ag-110m	4E-01	4E-01	4E-01	4E-01	1.00	1.00
Ag-111	2E+00	4E+01	6E-01	7E-01	20.00	1.17
Al-26	1E-01	4E-01	1E-01	1E-01	4.00	1.00
Am-241	1E+01	4E+01	1E-03	2E-03	4.00	2.00
Am-242m	1E+01	4E+01	1E-03	2E-03	4.00	2.00
Am-243	5E+00	5E+00	1E-03	2E-03	1.00	2.00
Ar-37	4E+01	Unlimited	4E+01	Unlimited	-	-
Ar-39	4E+01	4E+01	2E+01	2E+01	1.00	1.00
Ar-41	3E-01	9E-01	3E-01	3E-01	3.00	1.00
As-72	3E-01	2E-01	3E-01	2E-01	0.67	0.67
As-73	4E+01	4E+01	4E+01	3E+01	1.00	0.75
As-74	1E+00	1E+00	9E-01	1E+00	1.00	1.11
As-76	3E-01	2E-01	3E-01	2E-01	0.67	0.67
As-77	2E+01	4E+01	7E-01	7E-01	2.00	1.00
At-211	2E+01	2E+01	5E-01	4E-03	1.00	0.01
Au-193	7E+00	8E+00	2E+00	3E+00	1.14	1.50
Au-194	1E+00	1E+00	1E+00	1E+00	1.00	1.00
Au-195	1E+01	2E+01	6E+00	6E+00	2.00	1.00
Au-198	1E+00	3E+00	6E-01	7E-01	3.00	1.17
Au-199	1E+01	1E+01	6E-01	7E-01	1.00	1.17
Ba-131	2E+00	2E+00	2E+00	2E+00	1.00	1.00
Ba-133	3E+00	3E+00	3E+00	2E+00	1.00	0.67
Ba-133m	2E+01	2E+01	6E-01	7E-01	1.00	1.17
Ba-135m	2E+01	3E+01	6E-01	7E-01	1.50	1.17
Ba-140	5E-01	4E-01	3E-01	3E-01	0.80	1.00
Be-7	2E+01	2E+01	2E+01	2E+01	1.00	1.00
Be-10	4E+01	Unlimited	6E-01	6E-01	-	1.00
Bi-205	7E-01	7E-01	7E-01	7E-01	1.00	1.00
Bi-206	3E-01	3E-01	3E-01	3E-01	1.00	1.00
Bi-207	7E-01	7E-01	7E-01	4E-01	1.00	0.57
Bi-210	1E+00	4E+01	6E-01	6E-01	40.00	1.00
Bi-210m	6E-01	2E+00	2E-02	2E-03	3.33	0.10
Bi-212	7E-01	5E-01	6E-01	1E-03	0.71	0.00
Bk-247	8E+00	8E+00	8E-04	2E-03	1.00	2.50
Bk-249	4E+01	4E+01	3E-01	7E-01	1.00	2.33
Br-76	4E-01	3E-01	4E-01	3E-01	0.75	0.75
Br-77	3E+00	4E+00	3E+00	4E+00	1.33	1.33

Radionuklid	A ₁		A ₂		NEU/AKTUELL	
	IAEA SSR6	AG A ₁ /A ₂	IAEA SSR6	AG A ₁ /A ₂	A ₁	A ₂
	TBq	TBq	TBq	TBq		
Br-82	4E-01	4E-01	4E-01	4E-01	1.00	1.00
C-11	1E+00	1E+00	6E-01	6E-01	1.00	1.00
C-14	4E+01	4E+01	3E+00	4E+00	1.00	1.33
Ca-41	Unlimited	Unlimited	Unlimited	Unlimited	-	-
Ca-45	4E+01	4E+01	1E+00	1E+00	1.00	1.00
Ca-47	3E+00	8E-01	3E-01	2E-01	0.27	0.67
Cd-109	3E+01	4E+01	2E+00	3E+00	1.33	1.50
Cd-113m	4E+01	4E+01	5E-01	8E-01	1.00	1.60
Cd-115	3E+00	3E+00	4E-01	4E-01	1.00	1.00
Cd-115m	5E-01	1E+00	5E-01	6E-01	2.00	1.20
Ce-139	7E+00	9E+00	2E+00	3E+00	1.29	1.50
Ce-141	2E+01	2E+01	6E-01	7E-01	1.00	1.17
Ce-143	9E-01	4E+00	6E-01	6E-01	4.44	1.00
Ce-144	2E-01	2E-01	2E-01	2E-01	1.00	1.00
Cf-248	4E+01	4E+01	6E-03	8E-03	1.00	1.33
Cf-249	3E+00	3E+00	8E-04	2E-03	1.00	2.50
Cf-250	2E+01	6E+00	2E-03	3E-03	0.30	1.50
Cf-251	7E+00	1E+01	7E-04	2E-03	1.43	2.86
Cf-252	1E-01	1E-01	3E-03	4E-03	1.00	1.33
Cf-253	4E+01	4E+01	4E-02	1E-01	1.00	2.50
Cf-254	1E-03	4E-03	1E-03	2E-03	4.00	2.00
Cl-36	1E+01	4E+01	6E-01	5E-01	4.00	0.83
Cl-38	2E-01	2E-01	2E-01	2E-01	1.00	1.00
Cm-240	4E+01	4E+01	2E-02	3E-02	1.00	1.50
Cm-241	2E+00	2E+00	1E+00	2E+00	1.00	2.00
Cm-242	4E+01	4E+01	1E-02	1E-02	1.00	1.00
Cm-243	9E+00	9E+00	1E-03	2E-03	1.00	2.00
Cm-244	2E+01	4E+01	2E-03	2E-03	2.00	1.00
Cm-245	9E+00	1E+01	9E-04	2E-03	1.11	2.22
Cm-246	9E+00	2E+01	9E-04	2E-03	2.22	2.22
Cm-247	3E+00	3E+00	1E-03	2E-03	1.00	2.00
Cm-248	2E-02	7E-02	3E-04	5E-04	3.50	1.67
Co-55	5E-01	5E-01	5E-01	5E-01	1.00	1.00
Co-56	3E-01	3E-01	3E-01	3E-01	1.00	1.00
Co-57	1E+01	1E+01	1E+01	1E+01	1.00	1.00
Co-58	1E+00	1E+00	1E+00	1E+00	1.00	1.00
Co-58m	4E+01	4E+01	4E+01	4E+01	1.00	1.00
Co-60	4E-01	4E-01	4E-01	4E-01	1.00	1.00
Cr-51	3E+01	4E+01	3E+01	4E+01	1.33	1.33

Radionuklid	A ₁		A ₂		NEU/AKTUELL	
	IAEA SSR6	AG A ₁ /A ₂	IAEA SSR6	AG A ₁ /A ₂	A ₁	A ₂
	TBq	TBq	TBq	TBq		
Cs-129	4E+00	4E+00	4E+00	4E+00	1.00	1.00
Cs-131	3E+01	4E+01	3E+01	4E+01	1.33	1.33
Cs-132	1E+00	2E+00	1E+00	2E+00	2.00	2.00
Cs-134	7E-01	7E-01	7E-01	7E-01	1.00	1.00
Cs-134m	4E+01	4E+01	6E-01	8E-01	1.00	1.33
Cs-135	4E+01	Unlimited	1E+00	1E+00	-	1.00
Cs-136	5E-01	5E-01	5E-01	5E-01	1.00	1.00
Cs-137	2E+00	2E+00	6E-01	5E-01	1.00	0.83
Cu-64	6E+00	6E+00	1E+00	1E+00	1.00	1.00
Cu-67	1E+01	1E+01	7E-01	8E-01	1.00	1.14
Dy-159	2E+01	4E+01	2E+01	4E+01	2.00	2.00
Dy-165	9E-01	1E+01	6E-01	7E-01	11.11	1.17
Dy-166	9E-01	4E-01	3E-01	3E-01	0.44	1.00
Er-169	4E+01	4E+01	1E+00	1E+00	1.00	1.00
Er-171	8E-01	3E+00	5E-01	6E-01	3.75	1.20
Eu-147	2E+00	2E+00	2E+00	2E+00	1.00	1.00
Eu-148	5E-01	5E-01	5E-01	5E-01	1.00	1.00
Eu-149	2E+01	3E+01	2E+01	3E+01	1.50	1.50
Eu-150 (short lived)	2E+00	2E+01	7E-01	8E-01	10.00	1.14
Eu-150 (long lived)	7E-01	7E-01	7E-01	5E-01	1.00	0.71
Eu-152	1E+00	1E+00	1E+00	7E-01	1.00	0.70
Eu-152m	8E-01	8E-01	8E-01	8E-01	1.00	1.00
Eu-154	9E-01	9E-01	6E-01	6E-01	1.00	1.00
Eu-155	2E+01	2E+01	3E+00	4E+00	1.00	1.33
Eu-156	7E-01	7E-01	7E-01	7E-01	1.00	1.00
F-18	1E+00	1E+00	6E-01	7E-01	1.00	1.17
Fe-52	3E-01	2E-01	3E-01	2E-01	0.67	0.67
Fe-55	4E+01	Unlimited	4E+01	4E+01	-	1.00
Fe-59	9E-01	9E-01	9E-01	9E-01	1.00	1.00
Fe-60	4E+01	Unlimited	2E-01	3E-01	-	1.50
Ga-67	7E+00	8E+00	3E+00	4E+00	1.14	1.33
Ga-68	5E-01	4E-01	5E-01	4E-01	0.80	0.80
Ga-72	4E-01	4E-01	4E-01	4E-01	1.00	1.00
Gd-146	5E-01	4E-01	5E-01	4E-01	0.80	0.80
Gd-148	2E+01	4E+01	2E-03	4E-03	2.00	2.00
Gd-153	1E+01	2E+01	9E+00	1E+01	2.00	1.11
Gd-159	3E+00	2E+01	6E-01	7E-01	6.67	1.17
Ge-68	5E-01	4E-01	5E-01	4E-01	0.80	0.80
Ge-69	1E+00	1E+00	1E+00	1E+00	1.00	1.00

Radionuklid	A ₁		A ₂		NEU/AKTUELL	
	IAEA SSR6	AG A ₁ /A ₂	IAEA SSR6	AG A ₁ /A ₂	A ₁	A ₂
	TBq	TBq	TBq	TBq		
Ge-71	4E+01	Unlimited	4E+01	4E+01	-	1.00
Ge-77	3E-01	6E-01	3E-01	6E-01	2.00	2.00
Hf-172	6E-01	5E-01	6E-01	5E-01	0.83	0.83
Hf-175	3E+00	3E+00	3E+00	3E+00	1.00	1.00
Hf-181	2E+00	2E+00	5E-01	6E-01	1.00	1.20
Hf-182	Unlimited	5E+00	Unlimited	2E-01	-	-
Hg-194	1E+00	1E+00	1E+00	5E-01	1.00	0.50
Hg-195m	3E+00	3E+00	7E-01	9E-01	1.00	1.29
Hg-197	2E+01	2E+01	1E+01	1E+01	1.00	1.00
Hg-197m	1E+01	1E+01	4E-01	4E-01	1.00	1.00
Hg-203	5E+00	5E+00	1E+00	1E+00	1.00	1.00
Ho-166	4E-01	6E-01	4E-01	6E-01	1.50	1.50
Ho-166m	6E-01	7E-01	5E-01	3E-01	1.17	0.60
I-123	6E+00	8E+00	3E+00	3E+00	1.33	1.00
I-124	1E+00	1E+00	1E+00	1E+00	1.00	1.00
I-125	2E+01	4E+01	3E+00	4E+00	2.00	1.33
I-126	2E+00	3E+00	1E+00	2E+00	1.50	2.00
I-129	Unlimited	Unlimited	Unlimited	5E-01	-	-
I-131	3E+00	3E+00	7E-01	8E-01	1.00	1.14
I-132	4E-01	5E-01	4E-01	5E-01	1.25	1.25
I-133	7E-01	2E+00	6E-01	7E-01	2.86	1.17
I-134	3E-01	4E-01	3E-01	4E-01	1.33	1.33
I-135	6E-01	7E-01	6E-01	7E-01	1.17	1.17
In-111	3E+00	3E+00	3E+00	3E+00	1.00	1.00
In-113m	4E+00	4E+00	2E+00	2E+00	1.00	1.00
In-114m	1E+01	5E-01	5E-01	3E-01	0.05	0.60
In-115m	7E+00	7E+00	1E+00	1E+00	1.00	1.00
Ir-189	1E+01	2E+01	1E+01	1E+01	2.00	1.00
Ir-190	7E-01	8E-01	7E-01	8E-01	1.14	1.14
Ir-192	1E+00	1E+00	6E-01	7E-01	1.00	1.17
Ir-193m	4E+01	4E+01	4E+00	5E+00	1.00	1.25
Ir-194	3E-01	4E-01	3E-01	4E-01	1.33	1.33
K-40	9E-01	Unlimited	9E-01	Unlimited	-	-
K-42	2E-01	2E-01	2E-01	2E-01	1.00	1.00
K-43	7E-01	1E+00	6E-01	7E-01	1.43	1.17
Kr-79	4E+00	4E+00	2E+00	2E+00	1.00	1.00
Kr-81	4E+01	Unlimited	4E+01	4E+01	-	1.00
Kr-85	1E+01	4E+01	1E+01	2E+01	4.00	2.00
Kr-85m	8E+00	8E+00	3E+00	3E+00	1.00	1.00

Radionuklid	A ₁		A ₂		NEU/AKTUELL	
	IAEA SSR6	AG A ₁ /A ₂	IAEA SSR6	AG A ₁ /A ₂	A ₁	A ₂
	TBq	TBq	TBq	TBq		
Kr-87	2E-01	2E-01	2E-01	2E-01	1.00	1.00
La-137	3E+01	4E+01	6E+00	6E+00	1.33	1.00
La-140	4E-01	5E-01	4E-01	5E-01	1.25	1.25
Lu-172	6E-01	6E-01	6E-01	6E-01	1.00	1.00
Lu-173	8E+00	8E+00	8E+00	8E+00	1.00	1.00
Lu-174	9E+00	1E+01	9E+00	9E+00	1.11	1.00
Lu-174m	2E+01	3E+01	1E+01	9E+00	1.50	0.90
Lu-177	3E+01	4E+01	7E-01	8E-01	1.33	1.14
Mg-28	3E-01	2E-01	3E-01	2E-01	0.67	0.67
Mn-52	3E-01	3E-01	3E-01	3E-01	1.00	1.00
Mn-53	Unlimited	Unlimited	Unlimited	Unlimited	-	-
Mn-54	1E+00	1E+00	1E+00	1E+00	1.00	1.00
Mn-56	3E-01	3E-01	3E-01	3E-01	1.00	1.00
Mo-93	4E+01	Unlimited	2E+01	6E+00	-	0.30
Mo-99	1E+00	4E+00	6E-01	6E-01	4.00	1.00
N-13	9E-01	1E+00	6E-01	6E-01	1.11	1.00
Na-22	5E-01	5E-01	5E-01	5E-01	1.00	1.00
Na-24	2E-01	3E-01	2E-01	3E-01	1.50	1.50
Nb-93m	4E+01	Unlimited	3E+01	1E+01	-	0.33
Nb-94	7E-01	7E-01	7E-01	3E-01	1.00	0.43
Nb-95	1E+00	1E+00	1E+00	1E+00	1.00	1.00
Nb-97	9E-01	2E+00	6E-01	6E-01	2.22	1.00
Nd-147	6E+00	9E+00	6E-01	7E-01	1.50	1.17
Nd-149	6E-01	3E+00	5E-01	5E-01	5.00	1.00
Ni-57	6E-01	6E-01	6E-01	6E-01	1.00	1.00
Ni-59	Unlimited	Unlimited	Unlimited	3E+01	-	-
Ni-63	4E+01	Unlimited	3E+01	2E+01	-	0.67
Ni-65	4E-01	5E-01	4E-01	5E-01	1.25	1.25
Np-235	4E+01	4E+01	4E+01	4E+01	1.00	1.00
Np-236 (short lived)	2E+01	3E+01	2E+00	2E+00	1.50	1.00
Np-236 (long lived)	9E+00	9E+00	2E-02	1E-02	1.00	0.50
Np-237	2E+01	Unlimited	2E-03	2E-03	-	1.00
Np-239	7E+00	7E+00	4E-01	5E-01	1.00	1.25
Os-185	1E+00	2E+00	1E+00	2E+00	2.00	2.00
Os-191	1E+01	2E+01	2E+00	2E+00	2.00	1.00
Os-191m	4E+01	4E+01	3E+01	1E+01	1.00	0.33
Os-193	2E+00	2E+01	6E-01	6E-01	10.00	1.00
Os-194	3E-01	4E-01	3E-01	4E-01	1.33	1.33
P-32	5E-01	7E-01	5E-01	6E-01	1.40	1.20

Radionuklid	A ₁		A ₂		NEU/AKTUELL	
	IAEA SSR6	AG A ₁ /A ₂	IAEA SSR6	AG A ₁ /A ₂	A ₁	A ₂
	TBq	TBq	TBq	TBq		
P-33	4E+01	4E+01	1E+00	1E+00	1.00	1.00
Pa-230	2E+00	2E+00	7E-02	2E-01	1.00	2.86
Pa-231	4E+00	3E+01	4E-04	5E-04	7.50	1.25
Pa-233	5E+00	5E+00	7E-01	7E-01	1.00	1.00
Pb-201	1E+00	1E+00	1E+00	1E+00	1.00	1.00
Pb-202	4E+01	4E+01	2E+01	3E-01	1.00	0.02
Pb-203	4E+00	4E+00	3E+00	3E+00	1.00	1.00
Pb-205	Unlimited	Unlimited	Unlimited	Unlimited	-	-
Pb-210	1E+00	4E+01	5E-02	3E-03	40.00	0.06
Pb-212	7E-01	4E-01	2E-01	1E-03	0.57	0.01
Pd-103	4E+01	4E+01	4E+01	4E+01	1.00	1.00
Pd-107	Unlimited	Unlimited	Unlimited	Unlimited	-	-
Pd-109	2E+00	4E+01	5E-01	5E-01	20.00	1.00
Pm-143	3E+00	4E+00	3E+00	4E+00	1.33	1.33
Pm-144	7E-01	7E-01	7E-01	7E-01	1.00	1.00
Pm-145	3E+01	4E+01	1E+01	9E+00	1.33	0.90
Pm-147	4E+01	4E+01	2E+00	2E+00	1.00	1.00
Pm-148m	8E-01	5E-01	7E-01	5E-01	0.63	0.71
Pm-149	2E+00	4E+01	6E-01	7E-01	20.00	1.17
Pm-151	2E+00	4E+00	6E-01	7E-01	2.00	1.17
Po-210	4E+01	4E+01	2E-02	2E-02	1.00	1.00
Pr-142	4E-01	4E-01	4E-01	4E-01	1.00	1.00
Pr-143	3E+00	4E+01	6E-01	7E-01	13.33	1.17
Pt-188	1E+00	4E-01	8E-01	4E-01	0.40	0.50
Pt-191	4E+00	4E+00	3E+00	3E+00	1.00	1.00
Pt-193	4E+01	Unlimited	4E+01	3E+01	-	0.75
Pt-193m	4E+01	4E+01	5E-01	7E-01	1.00	1.40
Pt-195m	1E+01	2E+01	5E-01	6E-01	2.00	1.20
Pt-197	2E+01	4E+01	6E-01	7E-01	2.00	1.17
Pt-197m	1E+01	2E+01	6E-01	6E-01	2.00	1.00
Pu-236	3E+01	4E+01	3E-03	3E-03	1.33	1.00
Pu-237	2E+01	3E+01	2E+01	3E+01	1.50	1.50
Pu-238	1E+01	4E+01	1E-03	1E-03	4.00	1.00
Pu-239	1E+01	4E+01	1E-03	1E-03	4.00	1.00
Pu-240	1E+01	4E+01	1E-03	1E-03	4.00	1.00
Pu-241	4E+01	4E+01	6E-02	6E-02	1.00	1.00
Pu-242	1E+01	Unlimited	1E-03	1E-03	-	1.00
Pu-244	4E-01	6E-01	1E-03	1E-03	1.50	1.00
Ra-223	4E-01	2E+00	7E-03	2E-03	5.00	0.29

Radionuklid	A ₁		A ₂		NEU/AKTUELL	
	IAEA SSR6	AG A ₁ /A ₂	IAEA SSR6	AG A ₁ /A ₂	A ₁	A ₂
	TBq	TBq	TBq	TBq		
Ra-224	4E-01	4E-01	2E-02	8E-04	1.00	0.04
Ra-225	2E-01	1E+00	4E-03	2E-04	5.00	0.05
Ra-226	2E-01	6E-01	3E-03	2E-03	3.00	0.67
Ra-228	6E-01	1E+00	2E-02	1E-03	1.67	0.05
Rb-81	2E+00	2E+00	8E-01	2E+00	1.00	2.50
Rb-83	2E+00	2E+00	2E+00	2E+00	1.00	1.00
Rb-84	1E+00	1E+00	1E+00	1E+00	1.00	1.00
Rb-86	5E-01	6E-01	5E-01	6E-01	1.20	1.20
Rb-87	Unlimited	Unlimited	Unlimited	Unlimited	-	-
Rb (natural)	Unlimited	Unlimited	Unlimited	Unlimited	-	-
Re-184	1E+00	1E+00	1E+00	1E+00	1.00	1.00
Re-184m	3E+00	3E+00	1E+00	1E+00	1.00	1.00
Re-186	2E+00	4E+01	6E-01	7E-01	20.00	1.17
Re-187	Unlimited	Unlimited	Unlimited	Unlimited	-	-
Re-188	4E-01	4E-01	4E-01	4E-01	1.00	1.00
Re-189	3E+00	2E+01	6E-01	6E-01	6.67	1.00
Re (natural)	Unlimited	Unlimited	Unlimited	Unlimited	-	-
Rh-99	2E+00	2E+00	2E+00	2E+00	1.00	1.00
Rh-101	4E+00	4E+00	3E+00	4E+00	1.00	1.33
Rh-102	5E-01	2E+00	5E-01	2E+00	4.00	4.00
Rh-102m	2E+00	5E-01	2E+00	5E-01	0.25	0.25
Rh-103m	4E+01	4E+01	4E+01	4E+01	1.00	1.00
Rh-105	1E+01	1E+01	8E-01	9E-01	1.00	1.13
Rn-222	3E-01	6E-01	4E-03	2E-03	2.00	0.50
Ru-97	5E+00	5E+00	5E+00	5E+00	1.00	1.00
Ru-103	2E+00	2E+00	2E+00	2E+00	1.00	1.00
Ru-105	1E+00	1E+00	6E-01	5E-01	1.00	0.83
Ru-106	2E-01	2E-01	2E-01	2E-01	1.00	1.00
S-35	4E+01	4E+01	3E+00	4E+00	1.00	1.33
Sb-122	4E-01	1E+00	4E-01	7E-01	2.50	1.75
Sb-124	6E-01	6E-01	6E-01	6E-01	1.00	1.00
Sb-125	2E+00	3E+00	1E+00	2E+00	1.50	2.00
Sb-126	4E-01	4E-01	4E-01	4E-01	1.00	1.00
Sc-44	5E-01	5E-01	5E-01	5E-01	1.00	1.00
Sc-46	5E-01	5E-01	5E-01	5E-01	1.00	1.00
Sc-47	1E+01	1E+01	7E-01	8E-01	1.00	1.14
Sc-48	3E-01	3E-01	3E-01	3E-01	1.00	1.00
Se-75	3E+00	3E+00	3E+00	3E+00	1.00	1.00
Se-79	4E+01	Unlimited	2E+00	3E+00	-	1.50

Radionuklid	A ₁		A ₂		NEU/AKTUELL	
	IAEA SSR6	AG A ₁ /A ₂	IAEA SSR6	AG A ₁ /A ₂	A ₁	A ₂
	TBq	TBq	TBq	TBq		
Si-31	6E-01	2E+00	6E-01	6E-01	3.33	1.00
Si-32	4E+01	4E+01	5E-01	2E-01	1.00	0.40
Sm-145	1E+01	4E+01	1E+01	3E+01	4.00	3.00
Sm-147	Unlimited	Unlimited	Unlimited	Unlimited	-	-
Sm-151	4E+01	Unlimited	1E+01	1E+01	-	1.00
Sm-153	9E+00	3E+01	6E-01	7E-01	3.33	1.17
Sn-113	4E+00	4E+00	2E+00	2E+00	1.00	1.00
Sn-117m	7E+00	9E+00	4E-01	5E-01	1.29	1.25
Sn-119m	4E+01	4E+01	3E+01	2E+01	1.00	0.67
Sn-121m	4E+01	4E+01	9E-01	1E+00	1.00	1.11
Sn-123	8E-01	2E+00	6E-01	7E-01	2.50	1.17
Sn-125	4E-01	3E-01	4E-01	3E-01	0.75	0.75
Sn-126	6E-01	5E-01	4E-01	9E-02	0.83	0.23
Sr-82	2E-01	2E-01	2E-01	2E-01	1.00	1.00
Sr-83	1E+00	1E+00	1E+00	1E+00	1.00	1.00
Sr-85	2E+00	2E+00	2E+00	2E+00	1.00	1.00
Sr-85m	5E+00	5E+00	5E+00	5E+00	1.00	1.00
Sr-87m	3E+00	3E+00	3E+00	3E+00	1.00	1.00
Sr-89	6E-01	1E+00	6E-01	6E-01	1.67	1.00
Sr-90	3E-01	3E-01	3E-01	1E-01	1.00	0.33
Sr-91	3E-01	6E-01	3E-01	6E-01	2.00	2.00
Sr-92	1E+00	8E-01	3E-01	8E-01	0.80	2.67
H-3	4E+01	Unlimited	4E+01	4E+01	-	1.00
Ta-178m	1E+00	1E+00	8E-01	9E-01	1.00	1.13
Ta-179	3E+01	4E+01	3E+01	4E+01	1.33	1.33
Ta-182	9E-01	9E-01	5E-01	6E-01	1.00	1.20
Tb-149	8E-01	8E-01	8E-01	8E-01	1.00	1.00
Tb-157	4E+01	4E+01	4E+01	3E+01	1.00	0.75
Tb-158	1E+00	1E+00	1E+00	5E-01	1.00	0.50
Tb-160	1E+00	1E+00	6E-01	6E-01	1.00	1.00
Tb-161	3E+01	4E+01	7E-01	8E-01	1.33	1.14
Tc-95m	2E+00	2E+00	2E+00	2E+00	1.00	1.00
Tc-96	4E-01	4E-01	4E-01	4E-01	1.00	1.00
Tc-96m	4E-01	3E+01	4E-01	3E+01	75.00	75.00
Tc-97	Unlimited	Unlimited	Unlimited	Unlimited	-	-
Tc-97m	4E+01	4E+01	1E+00	2E+00	1.00	2.00
Tc-98	8E-01	8E-01	7E-01	3E-01	1.00	0.43
Tc-99	4E+01	Unlimited	9E-01	1E+00	-	1.11
Tc-99m	1E+01	1E+01	4E+00	5E+00	1.00	1.25

Radionuklid	A ₁		A ₂		NEU/AKTUELL	
	IAEA SSR6	AG A ₁ /A ₂	IAEA SSR6	AG A ₁ /A ₂	A ₁	A ₂
	TBq	TBq	TBq	TBq		
Te-121	2E+00	2E+00	2E+00	2E+00	1.00	1.00
Te-121m	5E+00	6E+00	3E+00	3E+00	1.20	1.00
Te-123m	8E+00	9E+00	1E+00	1E+00	1.13	1.00
Te-125m	2E+01	4E+01	9E-01	1E+00	2.00	1.11
Te-127	2E+01	4E+01	7E-01	7E-01	2.00	1.00
Te-127m	2E+01	4E+01	5E-01	6E-01	2.00	1.20
Te-129	7E-01	2E+00	6E-01	6E-01	2.86	1.00
Te-129m	8E-01	2E+00	4E-01	5E-01	2.50	1.25
Te-131m	7E-01	7E-01	5E-01	6E-01	1.00	1.20
Te-132	5E-01	4E-01	4E-01	4E-01	0.80	1.00
Th-227	1E+01	9E+00	5E-03	2E-02	0.90	4.00
Th-228	5E-01	5E-01	1E-03	9E-04	1.00	0.90
Th-229	5E+00	1E+01	5E-04	3E-04	2.00	0.60
Th-230	1E+01	4E+01	1E-03	1E-03	4.00	1.00
Th-231	4E+01	4E+01	2E-02	1E+00	1.00	50.00
Th-232	Unlimited	Unlimited	Unlimited	Unlimited	-	-
Th-234	3E-01	4E-01	3E-01	4E-01	1.33	1.33
Th (natural)	Unlimited	Unlimited	Unlimited	Unlimited	-	-
Ti-44	5E-01	5E-01	4E-01	1E-01	1.00	0.25
Tl-200	9E-01	9E-01	9E-01	9E-01	1.00	1.00
Tl-201	1E+01	2E+01	4E+00	5E+00	2.00	1.25
Tl-202	2E+00	2E+00	2E+00	2E+00	1.00	1.00
Tl-204	1E+01	4E+01	7E-01	8E-01	4.00	1.14
Tm-167	7E+00	9E+00	8E-01	9E-01	1.29	1.13
Tm-170	3E+00	4E+01	6E-01	7E-01	13.33	1.17
Tm-171	4E+01	4E+01	4E+01	4E+01	1.00	1.00
U-230 (fast lung absorption)	4E+01	1E+01	1E-01	2E-03	0.25	0.02
U-230 (medium lung absorption)	4E+01	1E+01	4E-03	2E-03	0.25	0.50
U-230 (slow lung absorption)	3E+01	1E+01	3E-03	2E-03	0.33	0.67
U-232 (fast lung absorption)	4E+01	4E+01	1E-02	3E-02	1.00	3.00
U-232 (medium lung absorption)	4E+01	4E+01	7E-03	1E-03	1.00	0.14
U-232 (slow lung absorption)	1E+01	4E+01	1E-03	4E-04	4.00	0.40
U-233 (fast lung absorption)	4E+01	4E+01	9E-02	8E-02	1.00	0.89
U-233	4E+01	4E+01	2E-02	6E-03	1.00	0.30

Radionuklid	A ₁		A ₂		NEU/AKTUELL	
	IAEA SSR6	AG A ₁ /A ₂	IAEA SSR6	AG A ₁ /A ₂	A ₁	A ₂
	TBq	TBq	TBq	TBq		
(medium lung absorption)						
U-233 (slow lung absorption)	4E+01	4E+01	6E-03	2E-03	1.00	0.33
U-234 (fast lung absorption)	4E+01	Unlimited	9E-02	8E-02	-	0.89
U-234 (medium lung absorption)	4E+01	Unlimited	2E-02	6E-03	-	0.30
U-234 (slow lung absorption)	4E+01	Unlimited	6E-03	2E-03	-	0.33
U-235 (all lung types absorption)	Unlimited	Unlimited	Unlimited	Unlimited	-	-
U-236 (fast lung absorption)	Unlimited	Unlimited	Unlimited	Unlimited	-	-
U-236 (medium lung absorption)	4E+01	Unlimited	2E-02	6E-03	-	0.30
U-236 (slow lung absorption)	4E+01	Unlimited	6E-03	2E-03	-	0.33
U-238 (all lung types absorption)	Unlimited	Unlimited	Unlimited	Unlimited	-	-
U (natural)	Unlimited	Unlimited	Unlimited	Unlimited	-	-
U (depleted)	Unlimited	Unlimited	Unlimited	Unlimited	-	-
V-48	4E-01	4E-01	4E-01	4E-01	1.00	1.00
V-49	4E+01	Unlimited	4E+01	4E+01	-	1.00
W-178	9E+00	1E+01	5E+00	5E+00	1.11	1.00
W-181	3E+01	4E+01	3E+01	4E+01	1.33	1.33
W-185	4E+01	4E+01	8E-01	9E-01	1.00	1.13
W-187	2E+00	2E+00	6E-01	7E-01	1.00	1.17
W-188	4E-01	4E-01	3E-01	4E-01	1.00	1.33
Xe-122	4E-01	2E-01	4E-01	2E-01	0.50	0.50
Xe-123	2E+00	2E+00	7E-01	7E-01	1.00	1.00
Xe-127	4E+00	5E+00	2E+00	2E+00	1.25	1.00
Xe-131m	4E+01	4E+01	4E+01	4E+01	1.00	1.00
Xe-133	2E+01	4E+01	1E+01	2E+01	2.00	2.00
Xe-135	3E+00	5E+00	2E+00	2E+00	1.67	1.00
Y-87	1E+00	1E+00	1E+00	1E+00	1.00	1.00
Y-88	4E-01	4E-01	4E-01	4E-01	1.00	1.00
Y-90	3E-01	3E-01	3E-01	3E-01	1.00	1.00
Y-91	6E-01	1E+00	6E-01	6E-01	1.67	1.00
Y-91m	2E+00	2E+00	2E+00	2E+00	1.00	1.00
Y-92	2E-01	2E-01	2E-01	2E-01	1.00	1.00
Y-93	3E-01	2E-01	3E-01	2E-01	0.67	0.67
Yb-169	4E+00	4E+00	1E+00	1E+00	1.00	1.00

Radionuklid	A ₁		A ₂		NEU/AKTUELL	
	IAEA SSR6	AG A ₁ /A ₂	IAEA SSR6	AG A ₁ /A ₂	A ₁	A ₂
	TBq	TBq	TBq	TBq		
Yb-175	3E+01	3E+01	9E-01	1E+00	1.00	1.11
Zn-65	2E+00	2E+00	2E+00	2E+00	1.00	1.00
Zn-69	3E+00	4E+01	6E-01	7E-01	13.33	1.17
Zn-69m	3E+00	3E+00	6E-01	6E-01	1.00	1.00
Zr-88	3E+00	3E+00	3E+00	3E+00	1.00	1.00
Zr-93	Unlimited	Unlimited	Unlimited	Unlimited	-	-
Zr-95	2E+00	1E+00	8E-01	1E+00	0.50	1.25
Zr-97	4E-01	4E-01	4E-01	3E-01	1.00	0.75

5 Überprüfung der IAEO-Regularien für NORM-Freigrenzen

Im Rahmen der TTEG-RP hat sich im Jahr 2022 eine weitere Arbeitsgruppe gebildet. Diese befasst sich mit der Überprüfung der IAEO-Regularien für den Transport von NORM-Stoffen in Bezug auf Freigrenzen. Die Arbeitsgruppe trägt den Namen NORMEX (working group on NORM exemptions) und traf erstmalig virtuelle in einem Meeting am 13. Dezember 2022 zusammen. Daraufhin folgte ein Meeting bei der IAEO in Wien vom 09.-11. Mai 2023. An beiden Treffen nahmen Mitarbeiter der GRS teil.

Hintergrund für die Gründung einer entsprechenden Arbeitsgruppe sind insbesondere Unstimmigkeiten zwischen verschiedenen Empfehlungen der IAEO. Dabei sind im Wesentlichen zwei Dokumente von Bedeutung: Erstens die General Safety Requirements Part 3 (GSR Part 3) /IAEA 14b/ mit dem Titel "Radiation Protection and Safety of Radiation Sources: International Basic Safety Standards" und zweitens die Transportregularien der SSR-6 /IAE 18/ mit dem Begleitdokument SSG-26 (Rev. 1) /IAEA 22/.

Im Dokument GSR Part 3 werden Freigrenzen für moderate Mengen in Tabelle I-1 als Aktivitätskonzentrationen sowie als Gesamtaktivitäten gelistet. In Tabelle I-2 sind Aktivitätskonzentrationen für große Mengen aufgeführt. Die Vorgängerversion des Dokuments von 1996 wies in Tabelle I-1 sowohl natürliches Uran U_{nat} als auch natürliches Thorium Th_{nat} auf. In der aktuellen Version sind beide NORM-Stoffe entfernt worden. Dagegen weist Tabelle 2 der SSR-6 ebenfalls Freigrenzen als Aktivitätskonzentrationen und Gesamtaktivitäten auf und beinhaltet weiterhin U_{nat} und Th_{nat} . Allerdings unterscheidet die SSR-6 nicht zwischen moderaten und großen Mengen. Die SSR-6 gibt sowohl für U_{nat} als auch für Th_{nat} eine Aktivitätskonzentration von 1 Bq/g an sowie für die Gesamtaktivität einen Wert von 1.000 Bq. Allerdings erwähnt die SSG-26 in Absatz 107.4, dass die Transportregularien für Aktivitätskonzentrationen bis zum 10-fachen der in Tabelle 2 der SSR-6 genannten Aktivitätskonzentrationen für NORM-Stoffe nicht gelten. Die Arbeitsgruppe hat hier die Frage aufgeworfen, inwiefern der Faktor 10 gerechtfertigt ist oder ob beispielsweise ein anderer Faktor (z.B. 30 oder 100) nicht eher die Dosiskriterien für NORM widerspiegeln.

Generell hat sich die Arbeitsgruppe zum Ziel gesetzt, die Freigrenzen für NORM und die der Berechnung zugrundeliegenden Szenarien anhand transportspezifischer Gesichtspunkte zu überprüfen. Da die Szenarien der Freigrenzen generell nicht transportspezifisch sind, hat sich die Arbeitsgruppe intensiv mit entsprechenden möglichen Szenarien befasst. Bereits im Dezember 2022 hat die GRS in Abstimmung mit der UK Health

Security Agency (UKHSA) Monte-Carlo-Simulationen mit dem Code Geant4 durchgeführt. Dabei wurde ein beladener Container simuliert und die Dosisleistung eines LKW-Fahrers in 1,5 m Abstand zum Container bestimmt. Für einen ersten Vergleich wurden Photonen mit einer Energie von 1 MeV simuliert und der Photonenfluss bestimmt. Folgende Eingangsparameter wurden in der Simulation verwendet:

- 2,4 x 1 x 3 m³ Container mit Ta₂O₅
- Materialdichte: 2 g/cm³
- Zusätzliche Abschirmung: 3 mm Stahl
- Fahrer/Detektorvolumen: 1.5 m entfernt, Radius einer Kugel: 10 cm

Auf dem Meeting bei der IAEO im Mai 2023 wurden daraufhin im Detail diverse Transportszenarien für alle typischen beteiligten Personen und Handhabungen entwickelt. Für alle Szenarien wurde die Phase innerhalb des Transports, das betroffene Personal, die Aufgabe, der Expositionspfad, Annahmen zur Geometrie sowie weitere Annahmen in einer ersten Version definiert. Diese Daten wurden tabellarisch erfasst.

Die Nomenklatur der Szenarien wurden nach den Phasen von A bis I katalogisiert und umfassen (wenn relevant) Expositionen durch Direktstrahlung, Inhalation, Ingestion und Kontamination. Die Szenarien A beziehen sich auf den Transport auf der Straße vom Produktionszentrum zu einem Anschlusspunkt, z.B. einen Hafen. Dabei wird unterschieden zwischen dem Fahrer einer LKW, den Arbeitern am Produktionszentrum für die Beladung sowie der Bevölkerung entlang der Transportstrecke.

In der zweiten Phase B wird das Umladen eines Versandstücks betrachtet während Phase C der spezielle Umschlag von einem LKW auf ein Schiff vorgesehen ist. Nach Phase D, die sich mit dem Transport auf See befasst, ist Phase E dem Umschlag von Schiff auf LKW gewidmet. In Phase F wird ein mögliches Umpacken betrachtet, z.B. zwischen verschiedenen Containern. Phase G beschreibt den Transport auf der Straße vom Hafen zum Ziel. Hier werden wieder sowohl der Fahrer des LKW, die Arbeiter am Zielort sowie die Bevölkerung als mögliche exponierte Personen einbezogen. Alternativ beschreibt Phase H den Transfer von Straße auf die Schiene und umgekehrt. Als letzte mögliche Phase wird der Transport via Flugzeug skizziert, wobei hier zwischen dem fliegenden Personal und den Passagieren (Bevölkerung) unterschieden wird.

In den nächsten Sitzungen soll die Tabelle mit weiteren Details gefüllt werden. Des Weiteren sollen detaillierte Berechnungen zu Expositionen der in den beschriebenen Szenarien betrachteten Personen für alle Expositionspfade durchgeführt werden.

6 Diskussion und Ausblick

Die internationale Arbeitsgruppe hat das aktuelle Q-System einer Überprüfung unterzogen und der TRANSSC einen Vorschlag zur Überarbeitung übermittelt. Das neue überarbeitete Q-System wurde in diesem Bericht vorgestellt. Dabei wurde sowohl auf generelle Änderungen als auch auf die einzelnen Szenarien eingegangen.

Generell wurden so viele Aspekte wie möglich des aktuellen Q-Systems beibehalten. Veraltete oder nicht ausreichend dokumentierte Eingangsparameter wurden nach dem aktuellen Stand von W&T aktualisiert. Fehlende Dosiskoeffizienten wurden anhand von Monte-Carlo-Methoden simuliert, jedoch auf möglichst viele bereits existierende und veröffentlichten Datensätze zurückgegriffen. Dabei wurden nach Möglichkeit ICRP-Publikationen verwendet. Die Arbeitsgruppe hat drei verschiedene Berechnungstools entwickelt, die in der Lage sind, die Berechnungen vollständig durchzuführen. Das CORAL-Tool von Mitarbeitern des CERN diente dabei als offizielles Tool, dessen Ergebnisse veröffentlicht werden sollen. Die IRSN sowie die GRS mit dem Code MCBAS haben ebenfalls vollständige Tools erzeugt, die zur Validierung und Qualitätssicherung von CORAL intensiv verwendet wurden. Im September 2022 war die Validierung der A-Werte aller SSR-6 Nuklide abgeschlossen, d. h. alle drei Codes haben identische Ergebnisse geliefert. Diese Werte wurden der TRANSSC am 28.09.2022 übermittelt. Zusätzlich wurde eine erste Dokumentation zur Verfügung gestellt. Anhand der Daten wurden Anträge Deutschlands und Frankreichs angenommen, die Überprüfung der A-Werte in einen Revisions-Zyklus der SSR-6 einzubeziehen, wodurch die Werte gegebenenfalls in die Transportvorschriften eingehen werden.

Im Rahmen des Revisions-Zyklus der SSR-6 besteht jedoch noch die Möglichkeit, Änderungen einzuführen. Außerdem würden in Zukunft diverse Dokumentationspflichten auf die Arbeitsgruppe zukommen.

Möglichkeiten von Anpassungen der Werte bestehen einerseits in dem diskutierten Aktivitätslimit von 40 TBq für A-Werte. Der Vorschlag steht im Raum, diesen Wert auf 100 TBq anzuheben, da prinzipiell Konservativitäten abgebaut wurden.

Weiterhin fehlen in Tab. 4.1 die A-Werte für angereichertes Uran. Wie beschrieben hängt der Grad der Anreicherung, die als „unlimited“ eingestuft werden kann von der Zusammensetzung ab. Nach aktuellem Kenntnisstand wäre nach der neuen Methode eine Anreicherung von bis zu 11% „unlimited“.

Eine weitere Besonderheit ist Rn-222. Einerseits wurde für Q_C eine vollständige Freisetzung angenommen und andererseits stellt sich die Frage nach den Beiträgen der Töchter. Ein Edelgas an sich liefert keine Kontamination, also kein Q_D . Die Töchternuclide sind jedoch nicht gasförmig und tragen zu Q_D bei. Es wurde in der Arbeitsgruppe nicht abschließend geklärt, wie mit diesen Fällen umzugehen ist. Derzeit wurde ein Q_D -Wert für Rn-222 berechnet. Es könnte jedoch in Zukunft entschieden werden, dass der chemische Zustand des Mutternuklids ausschlaggebend ist und kein Q_D -Wert für Edelgase berücksichtigt wird.

Ein zweiter Schwerpunkt der im Rahmen dieses Arbeitspaketes durchgeführten Arbeiten befasste sich mit der Überprüfung von Freigrenzen für natürlich vorkommende Radionuklide in Hinblick auf den Transport. Diesbezüglich fanden zwei Sitzungen einer neu gegründeten internationalen Arbeitsgruppe statt. Die Arbeiten umfassten insbesondere die Definition von Expositionsszenarien und erste Berechnungen zur Bestimmung von Expositionen transportbeteiligter Personen.

Die Arbeitsgruppe hat das Ziel, zukünftig detaillierte Berechnungen zu Expositionen der betrachteten Personen in den definierten Szenarien durchzuführen, um transportspezifische Freigrenzen von NORM bestimmen zu können.

Literatur

- /AGO 03/ Agostinelli, S., Allison, J., Amako, K., Apostolakis, J., Araujo, H., Arce, P., Asai, M., Axen, D., Banerjee, S., Barrand, G., Behner, F., Bellagamba, L., Boudreau, J., Broglia, L., et al.: Geant4, A simulation toolkit. Nuclear Instruments and Methods in Physics Research Section A: Accelerators, Spectrometers, Detectors and Associated Equipment, Bd. 506, Nr. 3, S. 250–303, DOI 10.1016/S0168-9002(03)01368-8, 2003.
- /BOU 16/ Bourgois, L., Antoni, R.: Fluence to local skin absorbed dose and dose equivalent conversion coefficients for monoenergetic positrons using Monte-Carlo code MCNP6. Applied Radiation and Isotopes: including data, instrumentation and methods for use in agriculture, industry and medicine, Bd. 107, S. 372–376, DOI 10.1016/j.apradiso.2015.11.029, 2016.
- /BÜT 14/ Büttner, U.: Untersuchungen zur Sicherheit bei der Beförderung radioaktiver Stoffe, Teil 1.1 Berechnung von Aktivitätsgrenzwerten - Q-Modell, Abschlussbericht zum Arbeitspaket 4. GRS-343, 193 S., ISBN 978-3-944161-23-5, Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) mbH: Köln, 2014.
- /CHA 11/ Chadwick, M. B., Herman, M., Obložinský, P., Dunn, M. E., Danon, Y., Kahler, A. C., Smith, D. L., Pritychenko, B., Arbanas, G., Arcilla, R., Brewer, R., Brown, D. A., Capote, R., Carlson, A. D., et al.: ENDF/B-VII.1 Nuclear Data for Science and Technology, Cross Sections, Covariances, Fission Product Yields and Decay Data. Nuclear Data Sheets, Bd. 112, Nr. 12, S. 2887–2996, DOI 10.1016/j.nds.2011.11.002, 2011.
- /CRO 92/ Cross, W. G., Freedman, N. O., Wong, P. Y.: Beta-Ray Dose Distributions from Skin Contamination. Radiation Protection Dosimetry, Bd. 40, Nr. 3, S. 149–168, 1992.
- /EC 93/ Harvey, M., Mobbs, S., Cooper, J., Chapuis, A. M., Sugier, A., Schneider, T., Lochard, J., Janssens, A.: Principles and Methods for Establishing Concentrations and Quantities (Exemption values) Below which Reporting is not Required in the European Directive, XI-028/93. Hrsg.: Commission of the European Communities, Radiation Protection, Nr. 65, 100 S.: Brüssel, 1993.

- /FGR 93/ Eckerman, K. F., Ryman, J. C.: External Exposure to Radionuclides in Air, Water, and Soil, Federal Guidance Report No. 12. Hrsg.: U.S. Environmental Protection Agency (EPA), Oak Ridge National Laboratory, FEDERAL GUIDANCE REPORT NO. 12, EPA-402-R-93-081, Oak Ridge, Tennessee, September 1993.
- /FRO 20/ Frosio, T., Hayakawa, N., Louis, B., Thomas, S., Bez, J., Bertreix, P., Theis, C., Donjoux, Y., Cabianna, T., Brown, I., Foster, M., Endres, J., Eberhardt, H.: Computation of Radioactive Material Transport Limits Within A1/A2 Working Group at IAEA TRANSSC. IEEE Access, Bd. 8, S. 29040–29054, DOI 10.1109/ACCESS.2020.2971352, 2020.
- /GRS 17/ Endres, J., Eberhardt, H.: Weiterentwicklung der Ansätze zur Berechnung der grundlegenden Aktivitätsgrenzwerte der Transportvorschriften, Abschlussbericht zum Vorhaben 3614R03343, Arbeitspaket 5. Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) gGmbH, GRS-477, 70 S., Oktober 2017.
- /GRS 20/ Eberhardt, H., Endres, J.: Weiterentwicklung von Modellen zur Berechnung der Sicherheit bei der Beförderung radioaktiver Stoffe, Abschlussbericht zum Vorhaben 4717E03370, Arbeitspaket 2., Hrsg.: GRS gGmbH, Köln, September 2020.
- /IAE 18/ IAEA: Regulations for the Safe Transport of Radioactive Material, Specific Safety Requirements No. SSR-6 (Rev. 1). 2018.
- /IAEA 05/ Internationale Atomenergie-Organisation: Derivation of activity concentration values for exclusion, exemption and clearance (SR 44). Safety Reports Series, Bd. 44, 61 S., ISBN 9201131046, Vienna.
- /IAEA 73/ International Atomic Energy Agency (IAEA): Advisory Material for the Application of the IAEA Transport Regulations. Safety Series, No. 37, 205 S., Vienna, Juni 1973.

- /IAEA 86/ International Atomic Energy Agency (IAEA) (Hrsg.): International Studies on Certain Aspects of the Safe Transport of Radioactive Materials, 1980 - 1985, Report of the Co-ordinated Research Programme on Safe Transport of Radioactive Materials Sponsored by the International Atomic Energy Agency. IAEA TECDOC, IAEA-TECDOC-375, 125 S., Vienna, 1986.
- /IAEA 90/ International Atomic Energy Agency (IAEA): Explanatory Material for the IAEA Regulations Explanatory Material for the IAEA Regulations for the Safe Transport of Radioactive Material (1985 Edition). Safety Series No. 7, Vienna, 1990.
- /IAEA 12/ International Atomic Energy Agency (IAEA): Regulations for the Safe Transport of Radioactive Material 2012 Edition, Specific Safety Requirements. IAEA Safety Standards Series, SSR-6, 168 S., ISBN 978-92-0-133310-0, Vienna, 2012.
- /IAEA 14a/ International Atomic Energy Agency (IAEA): Advisory Material for the IAEA Regulations for the Safe Transport of Radioactive Material (2012 Edition), Specific Safety Guide. IAEA Safety Standards Series, No. SSG-26, 2012. Aufl., 450 S., ISBN 978-92-0-136910-9, Vienna, 2014.
- /IAEA 14b/ International Atomic Energy Agency (IAEA): Radiation Protection and Safety of Radiation Sources: International Basic Safety Standards. IAEA Safety Standards Series, GSR Part 3: Wien, Österreich, 2014.
- /IAEA 22/ International Atomic Energy Agency (IAEA): Advisory Material for the IAEA Regulations for the Safe Transport of Radioactive Material (2018 Edition). Safety Standards Series, SSG-26 (Rev.1), Wien, Österreich, 2022.
- /ICRP 83/ International Commission on Radiological Protection (ICRP): Radionuclide Transformations - Energy and Intensity of Emissions, ICRP Publication 38. Annals of the ICRP, Bd. 11-13, 1983.
- /ICRP 94/ International Commission on Radiological Protection (ICRP): Dose Coefficients for Intakes of Radionuclides by Workers, ICRP Publication 68, Replacement of ICRP Publication 61. Annals of the ICRP, Bd. 24, Nr. 4, 1994.

- /ICRP 08/ International Commission on Radiological Protection (ICRP): Nuclear Decay Data for Dosimetric Calculations, ICRP Publication 107. Annals of the ICRP, Bd. 38, Nr. 3, 2008.
- /ICRP 10/ International Commission on Radiological Protection (ICRP): Conversion Coefficients for Radiological Protection Quantities for External Radiation Exposures, ICRP Publication 116. Annals of the ICRP, Bd. 40, Nr. 2-5, S. 1–257, DOI 10.1016/j.icrp.2011.10.001, 2010.
- /ICRP 12/ International Commission on Radiological Protection (ICRP): ICRP statement on tissue reactions and early and late effects of radiation in normal tissues and organs--threshold doses for tissue reactions in a radiation protection context, ICRP Publication 118. Annals of the ICRP, Bd. 41, Nr. 1-2, S. 1–322, DOI 10.1016/j.icrp.2012.02.001, 2012.
- /ICRP 15a/ International Commission on Radiological Protection (ICRP): Occupational Intakes of Radionuclides: Part 1, ICRP Publication 130. Annals of the ICRP, Bd. 44, Nr. 2, 2015.
- /ICRP 15b/ International Commission on Radiological Protection: Occupational intakes of radionuclides. ICRP publication, Bd. 130, 188 S., ISBN 9781473944404, SAGE, London, 2015.
- /ICRP 16/ International Commission on Radiological Protection (ICRP): Occupational Intakes of Radionuclides: Part 2, ICRP Publication 134. Annals of the ICRP, Bd. 45, Nr. 3/4, 2016.
- /ICRP 17a/ International Commission on Radiological Protection (ICRP): Occupational Intakes of Radionuclides: Part 3, ICRP Publication 137. Annals of the ICRP, Bd. 46, Nr. 3/4, 2017.
- /ICRP 17b/ International Commission on Radiological Protection: Occupational intakes of radionuclides. ICRP publication, Bd. 134, 351 S., ISBN 9781526408310, SAGE, London, 2017.

- /ICRP 18/ International Commission on Radiological Protection: Occupational intakes of radionuclides. ICRP publication, Bd. 137, 487 S., ISBN 9781526440167, SAGE: London, 2018.
- /ICRP 19/ International Commission on Radiological Protection (ICRP): Occupational Intakes of Radionuclides: Part 4, ICRP Publication 141. Annals of the ICRP, Bd. 48, Nr. 2/3, 2019.
- /ICRP 22/ International Commission on Radiological Protection (ICRP): Occupational Intakes of Radionuclides: Part 5, ICRP Publication 151. Annals of the ICRP, Bd. 51, Nr. 1-2, 2022.
- /ICRP20/ International Commission on Radiological Protection (ICRP): Dose Coefficients for External Exposures to Environmental Sources, ICRP Publication 144. 2020.
- /KON 07/ Koning, A. J., Hilaire, S., Duijvestijn, M. C.: TALYS-1.0. In: EDP Sciences: ND2007. International Conference on Nuclear Data for Science and Technology, Nice, France, 22. - April 2007, DOI 10.1051/ndata:07767: Les Ulis, France, April 2007.
- /MCC 11/ McConn, R. J., JR, Gesh, C. J., Pagh, R. T., Rucker, R. A., Williams III, R. G.: Compendium of Material, Composition Data for Radiation, Transport Modeling, Report: PIET-43741-TM-963, PNNL-15870 Rev. 1. U.S. Department of Homeland Security, 2011.
- /SAN 09/ Santamarina, A., Bernard, D., Rugama, Y.: The JEFF-3.1.1 nuclear data library, JEFF report 22, validation results from JEF-2.2 to JEFF-3.1.1. Data bank, 61 S., ISBN 978-92-64-99074-6, Nuclear Energy Agency, Organisation for Economic Cooperation and Development: Issy-les-Moulineaux, France, 2009.
- /THO 23/ Thomas, S., Endres, J., Louis, B., Eberhardt, H., Frosio, T.: Review of the A1 and A2 values: new way of assessing dose from (α ,n) sources, Paper No. 282. Hrsg.: Proceedings of the 20th International Symposium on the Packaging and Transportation of Radioactive Materials, PATRAM 2022, to be published 2023.

- /WIL 21/ Williams, T., Kelley, C.: gnuplot. Erreichbar unter <http://www.gnuplot.info/index.html>, abgerufen am 29. Dezember 2021.
- /WIL 02/ Wilson, W. B., Perry, R. T., Shores, E. F., Charlton, W. S., Parish, T. A., Estes, G. P., Brown, T. H., Arthur, E. D., Bozoian, M., England, T. R., Madland, D. G., Stewart, J. E.: SOURCES 4C: a code for calculating $([\alpha],n)$, spontaneous fission, and delayed neutron sources and spectra, Report LA-UR-02-1839. Los Alamos National Laboratory, 2002.

Abkürzungsverzeichnis

BASE	Bundesamt für die Sicherheit der nuklearen Entsorgung
BerQATrans	Programm zur Berechnung von Q- und A-Werten für den Transport
GRS	Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) gGmbH
IAEO	Internationale Atomenergieorganisation
IRSN	Institut de Radioprotection et de Sûreté Nucléaire (Frankreich)
JNES	Japan Nuclear Energy Safety Organisation (Japan)
LSA	Low Specific Activity
MCNP	Monte-Carlo N-Particle Transport Code
MHI	Mitsubishi Heavy Industries
NMRI	National Maritime Research Institute (Japan)
NRA	Nuclear Regulation Authority (Japan)
PHE	Public Health England (UK)
TRANSSC	Transport Safety Standards Committee der IAEO
UKHSA	UK Health Security Agency
WNTI	World Nuclear Transport Institute

Abbildungsverzeichnis

Abb. 2.1	Schematische Darstellung der Expositionspfade, Quelle: /IAEA 22/	4
Abb. 3.1	Generelle Geometrie für A_1 -Werte	12
Abb. 3.2	Geometrie für A_1 -Werte in der Geant4-Simulationsumgebung	13
Abb. 3.3	Bestrahlungsfelder der ICRP 116 /ICRP 10/	16
Abb. 3.4	Beiträge der Neutronendosen für Q_A	18
Abb. 3.5	Beiträge der Neutronendosen für Q_B	18
Abb. 3.6	Beiträge der Neutronendosen für Q_{eye}	19
Abb. 3.7	Neutronen-Emissionsraten als Funktion der mittleren Alpha-Energie	19
Abb. 3.8	Photonen-Dosiskoeffizienten der $(\alpha, n\gamma)$ -Reaktionen pro Neutron	20
Abb. 3.9	Geometrie für die Simulationen von Q_D	25
Abb. 3.10	Dosiskoeffizienten für Alpha-Teilchen für Q_D	26

Tabellenverzeichnis

Tab. 3.1	Verwendete Tabellen der ICRP 116	15
Tab. 3.2	Dosiskoeffizienten für Photonenbeiträge bei $(\alpha, n\gamma)$ Reaktionen	21
Tab. 4.1	Aktuelle und neu berechnete A-Werte im Vergleich	29

**Gesellschaft für Anlagen-
und Reaktorsicherheit
(GRS) gGmbH**

Schwertnergasse 1
50667 Köln

Telefon +49 221 2068-0
Telefax +49 221 2068-888

Boltzmannstraße 14
85748 Garching b. München

Telefon +49 89 32004-0
Telefax +49 89 32004-300

Kurfürstendamm 200
10719 Berlin

Telefon +49 30 88589-0
Telefax +49 30 88589-111

Theodor-Heuss-Straße 4
38122 Braunschweig

Telefon +49 531 8012-0
Telefax +49 531 8012-200

www.grs.de