

Ressortforschungsberichte zum Strahlenschutz

Überarbeitung der Strahlenschutzverordnung bzgl. der Freigrenzen von radioaktiven Stoffen zur Umsetzung der neuen Euratom-Grundnormen in deutsches Recht
- Vorhaben 3614S70051

Band 2: Bericht zu AP1 und AP2

Auftragnehmer:
Brenk Systemplanung GmbH (BS)

Dr. S. Thierfeldt
Dr. R. Kunz
Dr. O. Nitzsche

Das Vorhaben wurde mit Mitteln des Bundesministeriums für Umwelt, Naturschutz, Bau und Reaktorsicherheit (BMUB) und im Auftrag des Bundesamtes für Strahlenschutz (BfS) durchgeführt.

Dieser Band enthält einen Ergebnisbericht eines vom Bundesamt für Strahlenschutz im Rahmen der Ressortforschung des BMUB (UFOPLAN) in Auftrag gegebenen Untersuchungsvorhabens. Verantwortlich für den Inhalt sind allein die Autoren. Das BfS übernimmt keine Gewähr für die Richtigkeit, die Genauigkeit und Vollständigkeit der Angaben sowie die Beachtung privater Rechte Dritter. Der Auftraggeber behält sich alle Rechte vor. Insbesondere darf dieser Bericht nur mit seiner Zustimmung ganz oder teilweise vervielfältigt werden.

Der Bericht gibt die Auffassung und Meinung des Auftragnehmers wieder und muss nicht mit der des BfS übereinstimmen.

BfS-RESFOR-133/18

Bitte beziehen Sie sich beim Zitieren dieses Dokumentes immer auf folgende URN:
urn:nbn:de:0221-2018050314804

Salzgitter, Mai 2018

Überarbeitung der Strahlenschutzverordnung bzgl. der Freigrenzen von radioaktiven Stoffen zur Umsetzung der neuen EURATOM-Grundnormen in deutsches Recht
Bericht zu AP1 und AP2

BS-Projekt-Nr. 1405-05
Forschungsvorhaben 3614S70051

erstellt im Auftrag des
Bundesamtes für Strahlenschutz
Neuherberg

durch die
Brenk Systemplanung GmbH (BS)
Heider-Hof-Weg 23
52080 Aachen

03.08.2015

Anmerkung:

Dieser Bericht gibt die Auffassung und Meinung des Auftragnehmers (BS) wieder und muss nicht mit der Meinung des Auftraggebers (BfS) übereinstimmen.

Dieser Bericht wurde von folgenden Bearbeitern erstellt:

- *Dr. Stefan Thierfeldt*
- *Dr. Ralf Kunz*
- *Dr. Olaf Nitzsche*

Es wird versichert, dass dieser Bericht nach bestem Wissen und Gewissen, unparteiisch und ohne Ergebnisweisung angefertigt worden ist.

ERSTELLUNG, PRÜFUNG UND FREIGABE

erstellt	geprüft	freigegeben
Projektleiter	Geschäftsbereichsleiter	Geschäftsführung

Zusammenfassung

Das Forschungsvorhaben „Überarbeitung der Strahlenschutzverordnung bzgl. der Freigrenzen von radioaktiven Stoffen zur Umsetzung der neuen EURATOM-Grundnormen in deutsches Recht“ mit dem Förderkennzeichen 3614S70051 dient dazu, einen vollständigen Satz von Freigrenzen bzw. Freigabewerten zu berechnen, die analog zu den Werten in Anh. VII Tab. A Teil 1 der Strahlenschutz-Grundnormen der EU von 2013, welche wiederum aus dem Safety Guide RS-G-1.7 der IAEA stammen, hergeleitet wurden. Diese Werte der EU-Grundnormen dienen einerseits als Freigrenzen für beliebig große Materialmengen, die den Einstieg in die strahlenschutzrechtliche Überwachung regeln, andererseits als Freigabewerte, bei deren Unterschreitung die Beendigung der strahlenschutzrechtlichen Überwachung möglich ist und die ebenfalls für beliebig große Materialmengen gelten. Alle Werte sind massenbezogen in Bq/g angegeben; zugehörige flächenbezogene Werte oder Werte der Gesamtaktivität existieren nicht. In Anh. VII Tab. B der EU-Grundnormen existieren allerdings weiterhin die Werte der bisherigen Freigrenzen gem. Anl. III Tab. 1 Sp. 2 und 3 StrlSchV, die den Werten in Anh. VII Tab. A Teil 1 der EU-Grundnormen nachgeordnet sind und nur für Materialmengen von einigen Mg gelten.

Der vorliegende Bericht stellt die Ergebnisse der Arbeiten bzgl. der Arbeitspakete (AP) 1 und 2 dar, welche sich auf die Berechnung neuer Freigrenzen/Freigabewerte und den Vergleich mit bereits existierenden Freigrenzen aus den bisherigen Strahlenschutz-Grundnormen der EU von 1996 sowie auf die Untersuchung von fachlichen Randbedingungen zu diesen Freigrenzen/Freigabewerten, insbesondere zur Rolle der natürlich vorkommenden Radionuklide, zum doppelten Satz von Szenarien („Realistic“ und „Low probability“) und zu der sonstigen fachlichen Ausgestaltung der Freigrenzen beziehen.

Das wesentliche Ergebnis von AP1 besteht in der Berechnung der Freigrenzen/Freigabewerte für ca. 800 Radionuklide, für die Freigrenzen auch in Anl. III Tab. 1 Sp. 2 und 3 StrlSchV existieren. Demgegenüber existieren in Anh. VII Tab. A Teil 1 der Strahlenschutz-Grundnormen der EU Werte nur für ca. 250 Radionuklide, so dass für alle fehlenden Radionuklide der komplette Satz aller Dosiskoeffizienten für externe Bestrahlung, Inhalation, Ingestion und Hautkontamination, aller relevanten Transferfaktoren und sonstigen Kenngrößen zu ergänzen und die Rechnungen für alle Szenarien, die im Safety Report 44 der IAEA beschrieben sind, durchzuführen waren. Die folgende Tabelle gibt einen Überblick der Szenarien, die die verschiedenen Expositionsmöglichkeiten beschreiben:

Exposed group	Description	Pathway
Workplace	Landfill operator	External, inhalation of dust, inadvertent ingestion of dust
	Foundry worker	External, inhalation of dust, inadvertent ingestion of dust
	Truck driver	External
	Skin contamination	Exposure of skin
Public	Resident near landfill (I, A)	Inhalation, ingestion of foods grown on contaminated soil
	Resident near foundry (I, A)	Inhalation
	Resident in house constructed with contaminated material (A)	External
	Resident near public place constructed with contaminated material (I)	External, inhalation of dust, inadvertent ingestion of dust
	Resident using well or fishing in contaminated river (I, A)	Ingestion of contaminated water and foodstuffs

I = Infant, A = Adult

Für die Anwendung der berechneten Freigrenzen/Freigabewerte wurden die folgenden Punkte bzgl. ihrer Anwendung und ihres Geltungsbereichs dargestellt:

- Die Freigrenzen/Freigabewerte sind in den EU-Grundnormen auf Zehnerpotenzen gerundet angegeben. Das Rundungsverfahren setzt dabei den gerundeten Wert auf 10^{x+1} , wenn der berechnete Wert zwischen $3 \cdot 10^x$ und $3 \cdot 10^{x+1}$ liegt. Diese Rundung erfolgt nur aus Konsistenzgründen mit internationalen Empfehlungen zu Freigabewerten und Freigrenzen.
- Die berechneten Freigrenzen/Freigabewerte sind nicht dazu geeignet, als obere Schranken für sonstige Sätze von Freigabewerten zu dienen. Es ist allerdings sinnvoll, die berechneten Werte ihrerseits durch die Freigrenzen für moderate Materialmengen, entspr. Anl. III Tab. 1 Sp. 3 StrlSchV, zu begrenzen.
- Für sehr kurzlebige Radionuklide mit Halbwertszeiten im Bereich von wenigen Tagen ist das radiologische Modell, auf dessen Basis die Freigrenzen/Freigabewerte der EU-Grundnormen berechnet wurden, ungeeignet, da es vorwiegend für Nuklide mit Halbwertszeiten von mindestens mehreren Tagen, in der Regel mindestens mehreren Jahren erstellt wurde. Für die Übernahme in das Regelwerk ist daher für die betreffenden Nuklide mit sehr kurzen Halbwertszeiten die Anwendung der jeweiligen Freigrenzenwerte gem. Anl. III Tab. 1 Sp. 3 StrlSchV anzuraten.
- Die bisherigen Freigrenzen nach Anl. III Tab. 1 Sp. 3 StrlSchV gelten für sogenannte „geringe Materialmengen“ („*moderate amounts*“), wobei die genaue Bedeutung von „*moderate*“ allerdings im Regelwerk nicht definiert wird. Eine Analyse der zugrunde liegenden Szenarien aus der Empfehlung Radiation Protection 65 der Europäischen Kommission von 1993 zeigt, dass sich diese Angabe mit 1 bis 3 Mg gleichsetzen lässt. Ein solcher Ansatz ist konsistent mit der Verwendung dieses Begriffes in allen späteren diesbezüglichen Untersuchungen und Empfehlungen.
- Ein Zusammenhang zwischen den Szenarien, die zur Herleitung der flächenbezogenen Freigabewerte in Anl. III Tab. 1 Sp. 4 StrlSchV dienen und die mit denjenigen in der Veröffentlichung Radiation Protection 101 der Europäischen Kommission von 1999 identisch sind, und den massenbezogenen Freigrenzen/Freigabewerte der EU-Grundnormen besteht nicht. Es lässt sich auch kein wie immer gearteter Zusammenhang zwischen beiden Wertesätzen ableiten, geschweige denn ein Faktor, der die Umrechnung des einen Satzes in den anderen gestatten würde. Eine Durchsicht der Szenarien zur Herleitung der flächenbezogenen Freigabewerte kommt vielmehr zu dem Schluss, dass keine Anpassungen der Parameterwerte oder Ergänzung bestimmter Expositionsumstände erforderlich sind, da alle Expositionspfade abgedeckt werden. Auch die Auswirkung der Anwendung neuerer Umrechnungsfaktoren für die Gammadosisleistung ist angesichts der großen Veränderungen der unmittelbar abgeleiteten Werte allein durch die Rundung auf Zehnerpotenzen vernachlässigbar gering. Daher spricht daher nichts gegen die fortgesetzte Anwendung der Werte für die Oberflächenkontamination gem. Anl. III Tab. 1 Sp. 4 StrlSchV.
- Die Rolle der natürlich vorkommenden Radionuklide ist im Safety Guide RS-G-1.7 und daher auch in den Strahlenschutz-Grundnormen der EU nicht auf der Basis von radiologischen Szenarien, sondern auf Basis der Angabe eines Freigrenzenwertes geregelt, der so gewählt ist, dass Aktivitätskonzentrationen, die weltweit in natürlichen Materialien vorkommen, von Regelungen des Strahlenschutzes ausgeschlossen sein sollen. Für K-40 liegt dieser Wert bei 10 Bq/g, für alle anderen Radionuklide natürlichen Ursprungs (alle Nuklide der U-238- und Th-232-Zerfallsreihen) bei 1 Bq/g. Begründet wird die Wahl dieser Daten mit einer weltweiten Übersicht natürlicher Stoffe (Erden, Gesteine, NORM-Produkte und NORM-Reststoffe) der UNSCEAR von 2000. Die Strahlenschutz-Grundnormen der EU enthalten aber in Art. 30 (3) die über den RS-G-1.7 hinausgehende Anforderung, dass die Mitgliedstaaten dafür sorgen

müssen, dass für die Freigabe von Materialien, die natürlich vorkommende Radionuklide enthalten und aus zugelassenen Tätigkeiten stammen, bei denen natürliche Radionuklide aufgrund ihrer Radioaktivität, Spaltbarkeit oder Bruteigenschaft verarbeitet werden, die Freigabewerte die Dosiskriterien [10 $\mu\text{Sv/a}$] für die Freigabe von Materialien, die künstliche Radionuklide enthalten, erfüllen. Daher können dieselben Szenarien aus Safety Report 44 auch für Radionuklide, die in RS-G-1.7 nur als „natürlich“ gekennzeichnet sind, angewendet werden. Die sich hierdurch ergebenden Freigabewerte liegen je nach radiologischer Relevanz der Nuklide über oder unter den oben genannten Werten 1 Bq/g und 10 Bq/g und sind im Bericht im Detail angegeben.

- Die sogenannten „Low probability“-Szenarien im Safety Report 44 bzw. im Safety Guide RS-G-1.7 stellen insofern eine Besonderheit im Vergleich zu bisherigen, in Deutschland gebräuchlichen radiologischen Modellen zur Herleitung von Freigrenzen und Freigabewerten dar, als sie auf Basis eines Dosisgrenzwerts von 1 mSv/a angewendet werden. Allerdings gelten sie nur in Kombination mit den „realistischen“ Szenarien, die auf dem Dosisrichtwert 10 $\mu\text{Sv/a}$ basieren. Beide Sätze von Szenarien decken gleiche Expositionsumstände ab und unterscheiden sich durch die jeweils angewendeten Parameterwerte. Insbesondere wird bei den „Low probability“-Szenarien keine Zerfallszeit vor und nur eine geringe Zerfallszeit während der Dauer von Szenarien unterstellt, so dass sie vor allem für kurzlebige Radionuklide (Halbwertszeit im Bereich von Tagen und weniger) begrenzend wirken. Eine direkte Umrechnung der „Low probability“-Szenarien in die „realistischen“ Szenarien, etwa durch einen Skalierungsfaktor, ist unter anderem aufgrund der unterschiedlichen Handhabung der Zerfallszeiten und der unterschiedlichen Parameterwerte nicht möglich. Das 10 μSv -Konzept ist durch die Anwendung dieser Szenarien zu keiner Zeit verletzt, da in den Fällen, in denen das „realistische“ Szenario führend ist, dieses bereits eine Ableitung der Freigrenze bzw. des Freigabewerts auf Basis 10 $\mu\text{Sv/a}$ sicherstellt, und in den Fällen, in denen das „Low probability“-Szenario führend ist, sich dieses noch konservativer als die Ableitung auf Basis des Dosisrichtwerts von 10 $\mu\text{Sv/a}$ erweist.
- Die Behandlung von Edelgasen ist mit dem hier verwendeten Formalismus zur Herleitung von Freigrenzen/Freigabewerten nicht möglich. Die Szenarien in Safety Report 44 bzw. im Safety Guide RS-G-1.7 gelten explizit nicht für Gase und somit auch nicht für radioaktive Edelgase; sie sind auch von der Konzeption her (Bezug auf feste Stoffe, externe Bestrahlung durch definierte Geometrien, Freisetzung von Radionukliden als Staub und Inhalation, Ingestion nach Auslaugung und Transport über Wasserpfade usw.) nicht für Gase geeignet. Für radioaktive Edelgase sind die Szenarien der Empfehlung Radiation Protection 65 der Europäischen Kommission einschlägig, welche hierfür konzipiert wurden und auf denen die bisher verwendeten Freigrenzen beruhen. Für die Isotope der Edelgase sollten daher die Freigrenzen nach Anl. III Tab. 1 Sp. 3 StrlSchV Anwendung finden.
- Die Behandlung von Flüssigkeiten mit den Szenarien in Safety Report 44 bzw. im Safety Guide RS-G-1.7 ist unter der Voraussetzung, dass in den Flüssigkeiten keine wesentliche Aufkonzentration (z. B. durch Verdampfen oder Destillieren) nach der Freigabe stattfindet, möglich. Die Gründe hierfür, wie Gleichartigkeit der Szenarien für externe Bestrahlung (Flüssigkeiten in einem Tank oder Gefäß) sowie Inhalation und Ingestion, werden im Bericht detailliert diskutiert. Die Voraussetzung, dass keine wesentliche Aufkonzentration nach der Freigabe stattfinden darf, ist in aller Regel bei organischen Flüssigkeiten wie Altölen und Lösemitteln gegeben, die direkt wiederverwendet, durch Mitverbrennung thermisch verwertet oder durch Verbrennung in einer Abfallverbrennungsanlage beseitigt werden können. Bei wässrigen Flüssigkeiten wie verdünnten Säuren oder Laugen könnte eine Aufkonzentration stattfinden, um starke Säuren oder Laugen zu gewinnen oder die Salze rein darzustellen. In diesem Fall könnten die Radionuklide ebenfalls aufkonzentriert werden und es könnte sich somit eine

erheblich von der ursprünglichen Situation abweichende Aktivitätskonzentration einstellen. Zur Anwendung der Freigrenzen/Freigabewerte aus Safety Guide RS-G-1.7 auch für wässrige Flüssigkeiten muss daher sichergestellt sein, dass eine wesentliche Aufkonzentration nicht stattfindet, bis die freigegebene Flüssigkeit hinreichend mit anderen Flüssigkeiten vermischt wurde.

- Die Behandlung der Tochternuklide ist in bisherigen Anwendungen in RS-G-1.7 bzw. Safety Report 44 der IAEA, den hieraus abgeleiteten Regelungen der neuen EU-Grundnormen sowie auch in den gegenwärtigen Regelungen der StrlSchV, insbesondere in Anl. III Tab. 2 StrlSchV, gleichartig. Für Tochternuklide mit kurzen Halbwertszeiten wird radioaktives Gleichgewicht in einer kurzen Zeit erreicht (z. B. die Paare Cs-137/Ba-137m und Sr-90/Y-90), so dass die Beiträge der Tochternuklide zu den Dosiskoeffizienten unmittelbar mit dem Mutternuklid berücksichtigt werden. Für wichtige Tochternuklide mit längeren Halbwertszeiten, die einen hohen Beitrag zur Dosis leisten (zum Beispiel Pu-241/Am-241) wird der Dosiskoeffizient des Tochternuklids zu dem des Mutternuklids addiert, wobei ein geeigneter Wichtungsfaktor (das maximale Aktivitätsverhältnis, das das Tochternuklid während eines Zeitraums von 100 a bezogen auf das Mutternuklid zum Zeitpunkt $t = 0$ erreicht). Dieser Vorgehensweise wird auch im vorliegenden Bericht bei der Herleitung der Freigabewerte/Freigrenzen gefolgt. Ein detaillierter Vergleich dieser Vorgehensweise mit den in Anl. III Tab. 2 StrlSchV aufgeführten Tochternukliden ergibt, dass nur für eine sehr geringe Zahl von Tochternukliden Abweichungen bestehen und dass diese wiederum nur in wenigen Fällen zu radiologisch relevanten Beiträgen zum Dosiskoeffizienten der Mutter-Tochter-Nuklidketten führen. Eine geringfügige Anpassung der in Anl. III Tab. 2 StrlSchV aufgeführten Tochternuklide ist daher erst im Zuge der Novellierung der StrlSchV notwendig.

Inhaltsverzeichnis

Seite:

1.	Einleitung	1
2.	Ergänzung von Freigrenzen (AP1.1).....	2
2.1	Liste der einzubeziehenden Radionuklide	2
2.1.1	Überblick	2
2.1.2	Darstellung von Lücken in Anh. VII Tabelle B der EU-Grundnormen	2
2.1.3	Behandlung von Edelgasen.....	4
2.1.4	Behandlung von Flüssigkeiten.....	4
2.2	Szenarien	4
2.3	Vorgehensweise.....	7
2.4	Rundungsverfahren.....	8
2.5	Berechnungsergebnisse.....	8
2.6	Begrenzung der abgeleiteten Werte durch die Freigrenzen der Strahlenschutz-Grundnormen	46
2.7	Sehr kurzlebige Radionuklide.....	47
2.8	Auswertung der Berechnungsergebnisse	48
2.8.1	Auswertung bzgl. der grenzwertbestimmenden Szenarien	48
2.8.2	Auswertung bzgl. der berechneten Werte der Freigrenzen	50
2.8.3	Auswertung bzgl. der Halbwertszeiten	51
2.8.4	Auswertung bzgl. der Eigenschaften der Radionuklide	53
2.8.5	Auswertung bzgl. der zahlenmäßigen Verhältnisse	55
2.8.6	Auswertung bzgl. der speziellen Szenarien für die Hautkontamination	58
2.8.7	Auswertung bzgl. der speziellen Szenarien für den Wasserpfad	59
3.	Untersuchung der sogenannten „geringen Materialmengen“ („Moderate Amounts“) der EU-Grundnormen (AP1.2).....	62
3.1	Hintergrund.....	62
3.2	Geltungsbereiche von Szenarien in RP 65 im Hinblick auf Materialmengen.....	63
3.3	Übernahme der Materialmengen in anderen Untersuchungen und Empfehlungen.....	65
3.4	Verhältnis der massenbezogenen Freigrenzen und der Freigrenzen für die Gesamtaktivität	66
3.5	Jüngere Untersuchungen.....	66
3.6	Schlussfolgerung.....	67
4.	Oberflächenkontaminationen (AP1.3).....	68
4.1	Hintergrund.....	68
4.2	Darstellung der Szenarien aus RP 101	68
4.2.1	Sätze von Szenarien	68
4.2.2	Abdeckendes Szenario zur äußeren γ -Bestrahlung	69
4.2.3	Abdeckendes Inhalationsszenario	70
4.2.4	Abdeckendes Ingestionsszenario	70
4.2.5	Abdeckendes Szenario für die Hautdosis.....	71

4.3	Gültigkeit der Szenarien und Parameterwerte aus heutiger Sicht	71
4.4	Schlussfolgerung.....	72
5.	Rolle der natürlich vorkommenden Radionuklide (AP2.1)	73
5.1	Hintergrund.....	73
5.2	Behandlung der Radionuklide „natürlichen“ Ursprungs im RS-G-1.7	74
5.3	UNSCEAR-Daten.....	77
5.4	Vergleich mit den Anforderungen der EU-BSS.....	81
5.5	Schlussfolgerungen.....	82
6.	„Low Probability“-Szenarien (AP2.2).....	83
6.1	Hintergrund.....	83
6.2	Historie von Wertesätzen in RP 65 und SR 44	84
6.3	Schlussfolgerungen bzgl. der formalen Anwendbarkeit der „Low probability“-Szenarien	84
6.4	Betroffene Radionuklide.....	84
6.5	Schlussfolgerung.....	85
7.	Behandlung von verschiedenen Stoffsorten (AP 2.3).....	86
7.1	Edelgase	86
7.1.1	Nichtanwendbarkeit der Szenarien gem. SR 44 und RS-G-1.7 für Edelgase	86
7.1.2	Szenarien für Edelgase gem. RP 65	87
7.1.3	Schlussfolgerung.....	88
7.2	Flüssigkeiten	88
7.2.1	Nichtanwendbarkeit der Szenarien in SR 44 und RS-G-1.7	88
7.2.2	Arten und Mengen von Flüssigkeiten, die für die Freigabe in Betracht kommen.....	88
7.2.3	Aufkonzentration wässriger Flüssigkeiten.....	89
7.2.4	Vorhandene Betrachtungen für die Freigabe von nicht-wässrigen Flüssigkeiten	89
7.2.5	Schlussfolgerung.....	92

8.	Behandlung der Tochternuklide (AP2.4)	93
8.1	Hintergrund.....	93
8.2	Vorgehensweise im Safety Report 44.....	93
8.3	Übertragung auf die Herleitung von Freigrenzen für den vollständigen Satz von Radionukliden	95
8.4	Vergleich der Sätze von einbezogenen Tochternukliden.....	96
8.5	Schlussfolgerungen.....	100
9.	Literaturverzeichnis	101
10.	Anhang A: Entwicklung des Safety Report 44 [IAE 05]	106
10.1	Übersicht.....	106
10.2	Phase 1: Entwicklung eines Konzepts für die Herleitung von Freigabewerten für die uneingeschränkte Freigabe	106
10.3	Phase 2: Entwicklung der Freigabewerte und Arbeit an DS 161	107
10.4	Phase 3: Veränderung des Geltungsbereichs und Entwicklung eines neuen Satzes von Werten (SDL, Scope-Defining Levels)	109
10.5	Phase 4: Präsentation als international abgestimmter Satz von Freigabewerten für die uneingeschränkte Freigabe	111
11.	Anhang B: Szenarien im Safety Report 44 für Radionuklide „künstlichen“ Ursprungs	112
11.1	Berechnungsansatz.....	112
11.2	Szenarien für die externe Bestrahlung (Übersetzung von Abschnitt 4.3.1 des Safety Report 44).....	114
11.3	Szenarien für die Inhalation (Übersetzung von Abschnitt 4.3.2 des Safety Report 44).....	117
11.4	Szenarien für die Ingestion (Übersetzung von Abschnitt 4.3.3 des Safety Report 44).....	119
11.5	Szenarien für die Hautkontamination (Übersetzung von Abschnitt 4.3.5 des Safety Report 44)	121
11.6	Wasserpfad (Übersetzung von Abschnitt 4.3.4 des Safety Report 44)	123
11.6.1	Gleichungen im Modell (Übersetzung von Abschnitt 4.3.4.1 des Safety Report 44)	123
11.6.2	Beschreibungen der Modellsituation (Übersetzung von Abschnitt 4.3.4.2 des Safety Report 44)	128
11.6.3	Betrachtete Radionuklide (Übersetzung von Abschnitt 4.3.4.3 des Safety Report 44).....	131
11.6.4	Betrachtete Zeitspanne (Übersetzung von Abschnitt 4.3 des Safety Report 44)	132
11.6.5	Diskussion der Ergebnisse (Übersetzung von Abschnitt 4.3 des Safety Report 44).....	132
12.	Anhang C: Behandlung von Tochternukliden	133
12.1	Liste der einbezogenen Tochternuklide	133
12.2	Beiträge der Mutter- und Tochternuklide zu den Dosiskoeffizienten für externe Gamma-Bestrahlung.....	143
12.3	Beiträge der Mutter- und Tochternuklide zu den Dosiskoeffizienten für Ingestion und Inhalation.....	147

<u>Tabellenverzeichnis:</u>	Seite:
Tabelle 2.1: Liste der Radionuklide, die in Anh. VII Tab. B der EU-Grundnormen 2013 gegenüber Anh. I Tab. B der EU-Grundnormen 1996 weggefallen sind	3
Tabelle 2.2: Szenarien und Expositionspfade, die in der Vorstudie der NRPB für RP 65 [CEC 93] berücksichtigt wurden	5
Tabelle 2.3: Szenarien und Expositionspfade in RP 65 [CEC 93], auf denen die Freigrenzen in den Strahlenschutz-Grundnormen von 1996 beruhen	6
Tabelle 2.4: Übersicht der Szenarien in SR 44 [IAE 05], auf denen die Freigrenzen in den Strahlenschutz-Grundnormen von 2013 beruhen	7
Tabelle 2.5: Freigrenzen für große Massen und Freigabewerte für die uneingeschränkte Freigabe auf Basis der Szenarien gem. SR 44 und RS-G-1.7	9
Tabelle 2.6: Vergleich der aktuellen Berechnungen mit den bisherigen Freigrenzen nach Anl. III Tab. 1 Sp. 3 und Sp. 5 StrlSchV	27
Tabelle 2.7: Vergleich der Beiträge der „realistischen“ und der „Low probability“-Szenarien aus SR 44 [IAE 05] für die über die Hautkontamination begrenzten Radionuklide	59
Tabelle 2.8: In SR 44 [IAE 05] verwendete K_d -Werte für die Radionuklide, die in SR 44 über einen Wasserpfad begrenzt werden	60
Tabelle 2.9: Vergleich der Dosisbeiträge der jeweils nächstführenden Szenarien und des Wasserpfades für die Radionuklide, die in SR 44 über einen Wasserpfad begrenzt werden	60
Tabelle 3.1: Übersicht der Szenarien in RP 65 [CEU 93] in Zusammenhang mit den jeweils betrachteten Materialmengen und deren Rolle im Szenario	63
Tabelle 5.1: Aktivitätskonzentrationen für Radionuklide natürlichen Ursprungs gemäß RS-G-1.7	75
Tabelle 5.2: Konzentrationen von natürlichen Radionukliden in Erdreich und Böden in Bq/g – Ergebnisse aus SR 44 [IAE 05]	76
Tabelle 5.3: Bereiche der höchsten Aktivitäten aus den Tabellen 12 bis 14 von SR 44 [IAE 05]	77
Tabelle 5.4: Gehalt natürlicher Radionuklide in Boden: Afrika, Amerika, Asien [UNS 00]	78
Tabelle 5.5: Gehalt natürlicher Radionuklide in Boden: Europa [UNS 00]	79
Tabelle 5.6: Typische Konzentrationen von Radionukliden in verschiedenen NORM-Stoffen [UNS 00]	80
Tabelle 5.7: Gegenüberstellung der Freigabewerte bzw. Freigrenzen für Radionuklide, die sowohl natürlich vorkommen als auch aus einer zugelassenen Tätigkeit stammen können (in der Praxis wichtige Teilketten hervorgehoben)	82
Tabelle 8.1: Liste der Tochternuklide, die gem. Safety Report 44 [IAE 05] in den Dosiskoeffizienten des Mutternuklids berücksichtigt sind	95
Tabelle 8.2: Vergleich der Sätze von Tochternukliden in Anl. III Tab. 2 StrlSchV und SR 44	96
Tabelle 11.1: Szenarien und relevante Expositionspfade in Safety Report 44 [IAE 05]	113
Tabelle 11.2: Generelle Parameter für die Expositionsszenarien in Safety Report 44 [IAE 05]	114
Tabelle 11.3: Parameter für Szenarien zur externen Bestrahlung gem. Safety Report 44 [IAE 05]	117
Tabelle 11.4: Parameter für Inhalationsszenarien in Safety Report 44 [IAE 05]	119
Tabelle 11.5: Parameter für Ingestionsszenarien in Safety Report 44 [IAE 05]	121
Tabelle 11.6: Parameter für Szenarien der Hautkontamination in Safety Report 44 [IAE 05]	122
Tabelle 11.7: Verteilungskoeffizient K_d [cm ³ /g] gemäß Safety Report 44 [IAE 05]	126
Tabelle 11.8: Ingestionsparameter zum Wasserpfad	129
Tabelle 11.9: Standortspezifische Parameter für den Wasserpfad in Safety Report 44 [IAE 05]	130

Tabelle 12.1:	Liste der Mutternuklide und einbezogenen Tochternuklide zur Herleitung der Freigrenzen in Abschnitt 2.5.....	133
Tabelle 12.2:	Anteil der Mutter- und Tochternuklide an den Dosiskoeffizienten für externe Gamma-Bestrahlung (am Beispiel der Expositionsgeometrie „Raum mit Metallwänden“)......	144
Tabelle 12.3:	Anteil der Mutter- und Tochternuklide am Dosiskoeffizienten für Inhalation (Altersgruppe der Erwachsenen).....	147
Tabelle 12.4:	Anteil der Mutter- und Tochternuklide am Dosiskoeffizienten für Ingestion (Altersgruppe der Erwachsenen).....	150

1. EINLEITUNG

Das Bundesamt für Strahlenschutz (BfS) hat die Brenk Systemplanung GmbH (BS) im August 2014 mit der Durchführung des Forschungsvorhabens „Überarbeitung der Strahlenschutzverordnung bzgl. der Freigrenzen von radioaktiven Stoffen zur Umsetzung der neuen EURATOM-Grundnormen in deutsches Recht“ (Förderkennzeichen 3614S70051) beauftragt. Das Vorhaben bezieht sich insbesondere auf die in den EURATOM-Grundnormen [EUR 14] enthaltenen Freigrenzen, die identisch zu den Werten im Safety Guide RS-G-1.7 [IAE 04] der IAEA sind.

Dieses Vorhaben gliedert sich in folgende übergeordnete Arbeitspakete:

AP1: Berechnung neuer Freigrenzen und Vergleich mit bereits existierenden Freigrenzen aus den bisherigen Strahlenschutz-Grundnormen der EU von 1996 [EUR 96] sowie Berechnung von Oberflächenwerten;

AP2: Untersuchung von fachlichen Randbedingungen zu diesen Freigrenzen, insbesondere zur Rolle der natürlich vorkommenden Radionuklide, zum doppelten Satz von Szenarien („Realistic“ und „Low probability“) und zu der sonstigen fachlichen Ausgestaltung der Freigrenzen,

AP3: Konsequenzen der Anwendung neuer Freigrenzen im Hinblick auf die Vollzugspraxis im Strahlenschutz, vor allem bzgl. Funden von radioaktiv kontaminiertem Stahl,

AP4: Prüfung der den bisherigen Werten für die uneingeschränkte Freigabe und den Freigrenzen (RP 65) zugrundeliegenden Szenarien auf Konsistenz und Vollständigkeit, einschl. der Prüfung derjenigen Expositionsszenarien, die den bisherigen Freigrenzen zugrunde liegen, auf Konsistenz und Vollständigkeit

Der vorliegende Bericht stellt den Zwischenbericht zu AP1 und AP2 dar.

2. ERGÄNZUNG VON FREIGRENZEN (AP1.1)

2.1 Liste der einzubeziehenden Radionuklide

2.1.1 Überblick

Die bisherigen Empfehlungen zur Freigabe (RP 89, RP 113, RP 122 Teil I, deutsche Empfehlungen der SSK usw.) und zu Freigrenzen (RS-G-1.7, RP 65) sowie auch die neuen EU-Grundnormen (Liste in Anhang VII Tab. A) enthalten Freigabewerte und Freigrenzen jeweils nur für weniger als 300 Radionuklide. Der Satz von Radionukliden ist weitgehend identisch zu demjenigen, für den bereits in den Grundnormen von 1996 Freigrenzen angegeben wurden.

Für die Anwendung der StrlSchV werden dagegen in Analogie zur bisherigen Vorgehensweise (vgl. Wertesatz in Anl. III Tab. 1 Sp. 2 und 3 StrlSchV) Freigrenzen für ca. 800 Nuklide benötigt. Daher sieht die Leistungsbeschreibung vor:

„Für Radionuklide, für die in den EU-GN¹ keine Freigrenzen bereitgestellt werden, sollen im Rahmen des vorliegenden Forschungsvorhabens solche in der gleichen Weise wie in der Empfehlung SR 44 der IAEA abgeleitet werden. Darüber hinaus ist bei einer Umsetzung der neuen Freigrenzen in deutsches Recht sicherzustellen, dass die Schnittstelle zur Freigabe fachlich und rechtlich widerspruchsfrei hergestellt wird. Die Expositionsszenarien, die den bisherigen und neuen Freigrenzen zugrunde liegen, sollen vergleichend analysiert, statistisch untersucht und die jeweils neuen Freigrenzen mit den vorhandenen verglichen werden.“

Dies bedeutet, dass die Datenbasis (Dosisfaktoren, Halbwertszeiten, Zerfallsketten, Gammaenergien und Übergangswahrscheinlichkeiten usw.) für die Herleitung der Freigrenzen für alle Radionuklide, für die auch in der StrlSchV bisher Freigrenzen angegeben sind, geeignet zu erweitern ist und dass die Rechnungen gem. SR 44 für alle Radionuklide zu wiederholen sind. Der Vergleich bisheriger Szenarien mit denjenigen gemäß SR 44 soll dabei sicherstellen, dass die für die Referenzpersonen getroffenen Annahmen nicht inkompatibel zueinander sind. Ein dbzgl. Vergleich der Szenarien aus RP 122 Teil I und SR 44 bzw. RS-G-1.7 wurde auch bereits durch Brenk Systemplanung in der Untersuchung „Comparative Study of EC and IAEA Guidance on Exemption and Clearance Levels“ [THI 08] vorgelegt.

2.1.2 Darstellung von Lücken in Anh. VII Tabelle B der EU-Grundnormen

Der Satz von Freigrenzen, der in Anh. VII Tab. B der EU-Grundnormen 2013 [EUR 14] vorhanden ist, ist identisch zu Anh. I Tab. B der EU-Grundnormen 1996 [EUR 96] mit Ausnahme der beiden Zerfallsreihen im ungestörten Gleichgewicht, U-238sec und Th-232sec, die als „natürlichen Ursprungs“ bezeichnet werden und die in Anh. VII Tab. A Teil 2 der EU-Grundnormen 2013 aufgeführt sind. Hierdurch sind in Anh. VII Tab. B der EU-Grundnormen 2013 insgesamt die in Tabelle 2.1 dargestellten Einträge gegenüber dem Stand von 1996 weggefallen.

¹⁾ In der Leistungsbeschreibung wurden die EU-Grundnormen mit EU-GN abgekürzt.

Tabelle 2.1: Liste der Radionuklide, die in Anh. VII Tab. B der EU-Grundnormen 2013 gegenüber Anh. I Tab. B der EU-Grundnormen 1996 weggefallen sind

Eintrag in Anh. I Tab. B der EU-Grundnormen 1996	Eintrag in Anh. VII Tab. A Teil 2 der EU-Grundnormen 2013	Bemerkung
Th-232sec	fehlt	Zerfallsreihe Th-232sec fehlt
U-238sec	fehlt, allerdings ist U-238+ beibehalten	Zerfallsreihe U-232sec fehlt

Abgesehen von den fehlenden Einträgen für Th-232sec und U-232sec bestehen nur marginale Abweichungen zwischen den beiden Tabellen mit den jeweils im Mutternuklid enthaltenen Tochternukliden. In der Ausgabe [EUR 14] ist der unsinnige Eintrag für Sr-80+ entfernt, ferner sind bei allen Zerfallsketten, die Tl-208 und Po-212 enthalten, die Ausbeuten mit angegeben. Für die Zerfallskette von Ra-226+ sind die Tochternuklide in einer logischeren Reihenfolge aufgeführt.

Somit ist zunächst festzustellen, dass der Satz der in Anh. VII Tab. B der EU-Grundnormen 2013 enthaltenen Freigrenzen nur zwei wesentliche Lücken aufweist, die beide die oben genannten natürlichen Zerfallsreihen betreffen. Weitere Lücken dieser Tabelle können darin gesehen werden, dass nicht alle Radionuklide, die in der gegenwärtigen Anl. III Tab. 1 StrlSchV aufgeführt sind, mit Freigrenzen belegt sind. Diese betreffen eine große Zahl von Radionukliden, die jedoch nicht in ähnlich kompakter Darstellung angegeben werden können wie die beiden Zerfallsreihen. Eine Darstellung der Unterschiede in den Nukliden, die zwischen den Freigrenzen nach Anh. VII Tab. A und B der EU-Grundnormen 2013 einerseits und den hier berechneten Freigrenzen bestehen, welche dem Umfang der Anl. III Tab. 1 StrlSchV entsprechen, wird daher am einfachsten tabellarisch gegeben. Hierzu enthält Tabelle 2.6 zwei Spalten, in welchen angegeben ist, ob das betreffende Radionuklid in Anh. VII Tab. A bzw. B der EU-Grundnormen 2013 gelistet ist. Fehlt eine Markierung, stellt der im vorliegenden Bericht berechnete Wert für Freigrenze/Freigabewert eine Erweiterung gegenüber Anh. VII der EU-Grundnormen 2013 dar.

Eine systematische Angabe von Kriterien, nach denen ein Radionuklid in der Liste gem. Anh. VII Tab. B der EU-Grundnormen 2013 aufgeführt ist, ist nicht möglich. Ein sehr großer Teil der Radionuklide, die dort nicht aufgeführt sind, sind kurzlebig, d. h. sie besitzen Halbwertszeiten im Bereich von Tagen und darunter. Während keine äußeren Kriterien für die Auswahl der Radionuklide angegeben werden können, liefert die Untersuchung RP 65 [CEC 93], auf welcher diese Freigrenzenwerte letztendlich beruhen, einen Hinweis zur Vorgehensweise bei der Auswahl der Radionuklide. Dort wird in Abschnitt 3.3 unter der Überschrift „Choice of radionuclides and physical form“ ausgeführt:

“About 300 radionuclides were considered in this study. Their possible uses and their related physical forms were reviewed in consultation with European experts involved in advising small-scale users of radioactivity materials. About 100 of the radionuclides considered in the study were identified as currently having actual or potential uses. Each of these radionuclides was identified as being used in one or more of the following physical forms: gas/vapour, liquid/solution, dispersible solid (e. g. powder), non-dispersible solid, thin film/foil and sealed source/capsule. The likely physical forms of those radionuclides for which no current use was identified were determined by consideration of the physical and chemical properties of the element in question.”

Es handelt sich bei der Auswahl der Radionuklide in RP 65 somit weitestgehend um eine von Experten getroffene Auswahl.

2.1.3 Behandlung von Edelgasen

Radioaktive Edelgase bedürfen im Hinblick auf die Berechnung geeigneter Werte der Freigrenzen und Freigabewerte für große Mengen einer gesonderten Betrachtung. Die Szenarien, die in SR 44 [IAE 05] bzw. RS-G-1.7 [IAE 04] entwickelt wurden und die auch in der vorliegenden Untersuchung für die Berechnung von Freigrenzen und Freigabewerten für den vollständigen Satz von Radionukliden herangezogen werden, sind für die Anwendung bei Edelgasen explizit ungeeignet, wie in Abschnitt 1.1 von SR 44 angemerkt wird:

“This Safety Report deals with all bulk amounts of solid material.”

“These levels are derived in such a way that they are valid for all types of solid material containing radionuclides of artificial or natural origin except foodstuffs (they are not valid for drinking water).”

Da die Szenarien aus SR 44 für Edelgase sowie für in gasförmiger Form vorliegende Radionuklide nicht anwendbar sind, erfolgt eine gesonderte Betrachtung von Freigrenzen für Edelgase in Abschnitt 7.1.

2.1.4 Behandlung von Flüssigkeiten

Flüssigkeiten, die Radionuklide enthalten, sind durch die Szenarien in SR 44 [IAE 05] bzw. RS-G-1.7 [IAE 04] wie Edelgase (vgl. Abschnitt 2.1.3) ebenfalls nicht abgedeckt. Diese Szenarien sind für den Umgang mit Flüssigkeiten nur in sehr begrenztem Maße geeignet und können keineswegs unadaptiert übernommen werden. Daher erfolgt eine gesonderte Betrachtung von Freigrenzen für Flüssigkeiten in Abschnitt 7.2.

2.2 Szenarien

Auf die Unterschiede der Ansätze der beiden Untersuchungen RP 65 [CEC 93] und SR 44 [IAE 05] bzw. RS-G-1.7 [IAE 04] wurde bereits im Vortrag „Freigrenzen und Freigabewerte in den neuen Strahlenschutz-Grundnormen der EU“ [THI 13] eingegangen. Ein weiterer sehr instruktiver Vergleich findet sich weiterhin im Vortrag „Review of the relevance of the scenarios used in the derivation of the exemption levels in the BSS to modern waste disposal practices“ [MOB 09]. Die folgenden drei Tabellen aus diesem Vortrag stellen die Szenarien gegenüber:

- Tabelle 2.2 enthält dabei eine Übersicht aller insgesamt in die Untersuchung RP 65 einbezogenen Szenarien, die von NRPB, der die Untersuchung ausführenden Institution, zunächst im Rahmen einer Vorstudie betrachtet wurden.
- Aus diesen wurde dann die Auswahl der relevantesten Szenarien, die in Tabelle 2.3 dargestellt sind, für die Modellierung im Rahmen von RP 65 [CEC 93] übernommen.
- Tabelle 2.4 gibt demgegenüber einen Überblick über die Szenarien aus SR 44 [IAE 05] bzw. RS-G-1.7 [IAE 04]. Eine ausführliche Darstellung dieser Szenarien findet sich aufgrund der hierzu notwendigen umfangreichen Beschreibung in Anhang B.

Die Bezeichnung der Szenarien in SR 44 bzw. RS-G-1.7 ist dabei mehr als übergreifende Bezeichnung zu verstehen, da die Szenarien jeweils eine Vielzahl von Expositionsumständen abdecken sollen, die jeweils unterschiedliche Schwerpunkte der Expositionspfade aufweisen. Von der Bandbreite der erfassten Expositionsumstände sind beide Sätze von Szenarien jedoch weitgehend kompatibel. Unterschiede ergeben sich vor allem in der Wahl der Parameter, da in SR 44 bzw. RS-G-1.7 um Größenordnungen höhere Massen zugrunde gelegt wurden als in RP 65. So kommt denn auch der genannte Vortrag von Mobbs et al. zu dem Ergebnis:

“It can be seen that the list of scenarios and pathways is more extensive than that in RP65 but covers a similar range, especially when the pilot study is considered. One difference is in some of the parameter values since IAEA assumed large quantities of contaminated material whereas RP65 assumed moderate quantities.”

Die fortgesetzte Gültigkeit der Szenarien aus RP 65 auch vor dem Hintergrund mittlerweile veränderter Vorgehensweisen im Abfallrecycling usw. wurde explizit untersucht und bestätigt. Hierauf wurde in der Darstellung [MOB 09] eingegangen.

Vor diesem Hintergrund erfolgt im vorliegenden Bericht die Berechnung von Freigrenzen auf der Basis der Szenarien aus SR 44 bzw. RS-G-1.7, die in Anhang B ausführlich dargestellt sind.

Tabelle 2.2: Szenarien und Expositionspfade, die in der Vorstudie der NRPB für RP 65 [CEC 93] berücksichtigt wurden

Scenario group	Scenario	Pathways
Workplace	Normal use	External from point source or thin slab, skin dose from handling, external from cloud, inhalation of dust and vapours
	Misuse/accident (spillage, fire)	Skin dose from contamination of face and hands, ingestion of dust, external from contaminated surface, inhalation of dust, external from cloud
	Disposal to sewer (disposing, working at sewage treatment plant, farmer spreading sludge on land)	Disposing to a sink: external from point source, skin dose contamination of hands and face, inadvertent ingestion. Sewage treatment plant: external from pipe, inhalation of volatiles. Farmer: external from land, inhalation of dust.
	Disposal to incinerator	Driver: external moving ash Workplace: contamination of hands and face, inadvertent ingestion, external from extended source
	Transport to landfill/incinerator	External from waste bag, commercial bin and collection vehicle Inhalation of dust from waste bag, commercial bin and collection vehicle
	Disposal to landfill	Operators: external from extended source, inhalation of dust, contamination of hands and face, inadvertent ingestion, inhalation from a fire Future development: external, inhalation of dust, inadvertent ingestion of dust
	Recycling (scrap metal)	External, inhalation of volatiles

Public	Misuse/accident: dust cloud or fire	Inhalation of plume, external from cloud, external from ground, contamination of skin, ingestion of contaminated foodstuffs
	Disposal to sewer	Ingestion of drinking water and food grown on irrigated or sludge treated land, external from river bank
	Disposal to incinerator	Inhalation of plume, external from cloud, external from ground, contamination of skin, ingestion of contaminated food
	Disposal to landfill: fire, access	Fire: inhalation of plume, external from cloud, external from ground, contamination of skin, ingestion of contaminated food Access: external from ground, skin dose from handling, inadvertent ingestion, inhalation of dust
	Disposal to landfill: redevelopment, groundwater migration	External from land, inhalation of radon gas, ingestion of food grown on contaminated land
	Recycling	Inhalation of plume, external from cloud, external from ground, contamination of skin, ingestion of contaminated food
	Atmospheric release	Inhalation of plume, external from cloud, ingestion of contaminated food
	Consumer products	External

Tabelle 2.3: Szenarien und Expositionspfade in RP 65 [CEC 93], auf denen die Freigrenzen in den Strahlenschutz-Grundnormen von 1996 beruhen

Scenario	Exposure pathways	Note
Normal (workplace)	Skin dose from handling source	
	External from source	Pile or small store 1m ³ in size (exempt activity concentration), point source and external from cloud (exempt quantities)
	Inhalation of dust at average air concentration at work	
	Inadvertent ingestion of dust at work	Not used for exempt quantities
Accidental (workplace): Spillage	Skin dose to hands and face	Not used for exempt activity concentrations
	Inadvertent ingestion	
	External from contaminated surface	
	Inhalation of dust	
Accidental (workplace): Fire	Skin dose to hands	Not used for exempt activity concentrations
	Inhalation	
	External dose from cloud	
Disposal (public)	External dose from walking on landfill site	
	Inhalation of dust while walking on landfill site	
	Inadvertent ingestion of material	
	Skin dose from handling	Gemstone also considered

Tabelle 2.4: Übersicht der Szenarien in SR 44 [IAE 05], auf denen die Freigrenzen in den Strahlenschutz-Grundnormen von 2013 beruhen

Exposed group	Description	Pathway
Workplace	Landfill operator	External, inhalation of dust, inadvertent ingestion of dust
	Foundry worker	External, inhalation, inadvertent ingestion of dust
	Truck driver	External
Public	Resident near landfill (infant, adult)	Inhalation, ingestion of foods grown on contaminated soil
	Resident near foundry (infant, adult)	Inhalation
	Resident in house constructed of contaminated material (adult)	External
	Resident near public place constructed with contaminated material (infant)	External, inhalation of dust, inadvertent ingestion of dust
	Resident using well or fishing in contaminated river (infant, adult)	Ingestion of contaminated water and foodstuffs

2.3 Vorgehensweise

Für die Radionuklide der gegenwärtigen Anl. III Tab. 1 StrlSchV, für die in den EU-Grundnormen keine Freigrenzen angegeben sind, werden Freigrenzen im Sinne der IAEA RS-G-1.7 [IAE 04] bzw. SR 44 [IAE 05] hergeleitet. Für die gesamte Nuklidliste (neu berechnete und bereits in den EU-Grundnormen enthaltene Freigrenzen, ca. 800 Nuklide) werden die dosisdominierenden Expositionspfade und Szenarien gemäß SR 44 (einschließlich der Angabe, ob es sich dabei um ein „realistisches“ oder „Low probability“ Szenario handelt) angegeben. Diese Berechnung erfolgt wie im Folgenden beschrieben:

- Die Datenbasis wird auf alle Nuklide der gesamten Nuklidliste erweitert. Hierzu werden Dosiskoeffizienten sowie weitere nuklidbezogene und elementbezogene Daten benötigt.
- Es werden folgende Dosiskoeffizienten für alle Radionuklide der gesamten Nuklidliste ergänzt:
 - Inhalation, beruflich strahlenexponierte Personen,
 - Inhalation, Einzelpersonen der Bevölkerung, alle Altersklassen,
 - Ingestion, beruflich strahlenexponierte Personen,
 - Ingestion, Einzelpersonen der Bevölkerung, alle Altersklassen,
 - Hautkontamination bzgl. Beta- und Gammastrahlung.
- Es werden folgende nuklidbezogene Daten für alle Radionuklide der gesamten Nuklidliste ergänzt:
 - Energien und Übergangswahrscheinlichkeiten der Gammalinien,
 - Halbwertszeiten,
 - Daten zu Tochternukliden (Übergangswahrscheinlichkeit, Branching).
- Es werden die elementspezifischen Daten aus Safety Report 44 wie K_d -Werte, Transferfaktoren für Pflanzen und Fischfleisch usw. für alle Radionuklide der gesamten Nuklidliste angewendet.
- Die Anteile der Tochternuklide, die jeweils zusammen mit dem Mutternuklid zu berücksichtigen sind (vgl. Abschnitt 3.1.2 in Safety Report 44), werden für alle Radionuklide der gesamten Nuklidliste berechnet. Für Radionuklide, die Tochternuklide mit einem nicht zu vernachlässigenden Dosiskoeffizienten im Verhältnis zum Mutternuklid haben, werden die insgesamt anzuwendenden Dosiskoeffizienten aller Expositionspfade als die gewichtete Summe der Beiträge von Mutternuklid und Tochternukliden berechnet.

- Die so gewonnene vervollständigte Datenbasis wird in die Rechenblätter eingesetzt, die sämtliche Szenarien des Safety Report 44 umfassen. Hieraus ergeben sich alle Zwischenergebnisse sowie die Endergebnisse, also die berechneten Freigabewerte/Freigrenzen.

Diese Daten und Rechenschritte liegen bei BS bereits vor, da sie von BS auch für die Durchführung der Berechnungen für den Bericht [THI 12], der im Auftrag des BAG Bern angefertigt wurde, benötigt wurden.

Analog zu der auf diese Weise erfolgenden Vervollständigung der Freigrenzen/Freigabewerte für große Mengen die Werte der Anl. VII Tab. B der EU-Grundnormen auf Vollständigkeit überprüft und es werden fehlende Werte durch die entsprechenden Werte aus Anl. III Tab. 1 Sp. 3 StrlSchV (in der aktuellen Fassung) ergänzt.

Die neuen Freigrenzen werden den bisher in der StrlSchV verwendeten Freigrenzen und uneingeschränkten Freigabewerten in aussagekräftiger Form gegenübergestellt, wobei auch hier der vollständige Satz von Radionukliden der gesamten Nuklidliste verwendet wird. Bei Abweichungen von den bisherigen Freigrenzen wird für jedes Nuklid die primäre rechnerische Ursache dargestellt, wie z. B. dominierende Unterschiede in den Szenarien und/oder der Wahl von Rechenparametern, Einfluss der betrachteten Massen usw. (vgl. auch die zuvor genannte Aufbereitung des Zusammenhangs zwischen den Eigenschaften der jeweiligen Radionuklide/Elemente und den jeweils führenden Szenarien). Restriktivere bzw. liberalere Werte werden leicht erfassbar gekennzeichnet, so dass eine schnelle Übersicht über die eintretenden Veränderungen bei Umsetzung in der neuen StrlSchV möglich ist.

2.4 Rundungsverfahren

Für die in Safety Report 44 abgeleiteten Werte wurde das folgende Rundungsverfahren angewendet: liegt der berechnete Wert zwischen $3 \cdot 10^x$ und $3 \cdot 10^{x+1}$, so wird der gerundete Wert auf 10^{x+1} gesetzt. Durch dieses quasi-logarithmische Rundungsverfahren wird erreicht, dass in beide Richtungen um denselben Faktor 3 gerundet wird, während bei der klassischen Rundung um den Faktor 2 aufwärts und 5 abwärts gerundet werden würde.

SR 44 führt aus, dass die Rundung auf Zehnerpotenzen dem Ansatz entspricht, der auch für die Herleitung der Freigrenzen in den Strahlenschutz Grundnormen [IAE 96] sowie im zu Grunde liegenden Bericht RP 65 [EUR 93] verwendet wurde. Eine solche Rundung impliziert, dass die radiologischen Modelle keine derartige Genauigkeit besitzen, die eine Angabe der Ergebnisse mit höherer Genauigkeit zulassen würde.

2.5 Berechnungsergebnisse

Tabelle 2.5 stellt die Ergebnisse der Berechnung von allgemeinen Freigrenzen und Freigabewerten für alle in Abschnitt 2.1 genannten Radionuklide auf Basis der in Abschnitt 2.2 besprochenen Szenarien gem. SR 44 und RS-G-1.7 (vgl. detaillierte Auflistung im Anhang B) zusammen. Hierbei werden die Bezeichnungen des Nuklids, die Halbwertszeit, die begrenzenden Szenarien jeweils aus dem Satz „realistischer Szenarien“ und „Szenarien mit geringer Wahrscheinlichkeit“ sowie die zugehörigen berechneten Freigabewerte, das Minimum aus diesen beiden Werten und die hieraus gem. Abschnitt 2.4 gerundeten Werte dargestellt. Die letzte Spalte zeigt zum Vergleich die Bezeichnung und die zugehörigen Werte gem. Anhang VII Tab. A der Strahlenschutz-Grundnormen 2013 [EUR 14]. Für deren Herleitung erfolgte zusätzlich eine Begrenzung durch die Werte gem. Anhang VII Tab. B Sp. 2 der Strahlenschutz-Grundnormen 2013 (vgl. Abschnitt 2.6).

Die Übersicht der verschiedenen Szenarien (Spalten „Pfad“ in Tabelle 2.5) findet sich in Anhang B in Tabelle 11.1 sowie in Abschnitt 11.6 bzgl. der Wasserpfade („Wat-A“, „Wat-C“ für Aadults und

Children). Eine Auswertung der in Tabelle 2.5 dargestellten Berechnungsergebnisse findet sich in Abschnitt 2.8. Edelgase sind in dieser Aufstellung nicht enthalten, da für sie Freigrenzen und Freigabewerte nicht mit den Szenarien aus SR 44 und RS-G-1.7 berechnet werden können. Sie werden in Abschnitt 7.1 separat behandelt.

Tabelle 2.5: Freigrenzen für große Massen und Freigabewerte für die uneingeschränkte Freigabe auf Basis der Szenarien gem. SR 44 und RS-G-1.7

Nuklid	T1/2	realist. Szenarien		low-prob. Szenarien		Min.	Gerundet	[EUR 14] Tab. A Teil 1		[EUR 14] Tab. B	
	[a]	[Bq/g]	Pfad	[Bq/g]	Pfad	[Bq/g]	[Bq/g]	Nuklid	[Bq/g]	Nuklid	[Bq/g]
H-3	1,23E1	3,0E1	Wat-A	4,5E1	Wat-A	3E1	100	H-3	100	H-3	1E6
Be-7	1,46E-1	1,9E1	WL	6,9E1	WL	2E1	10	Be-7	10	Be-7	1E3
Be-10	1,60E6	2,4E2	WL	3,5E2	SKIN	2E2	100				
C-11	3,87E-5	1,0E10		3,4E2	SKIN	3E2	1000				
C-14	5,70E3	1,7E0	Wat-A	2,6E0	Wat-A	2E0	1	C-14	1	C-14	1E4
N-13	1,90E-5	1,0E10		> 1E10	WL	1E10	1E10				
O-15	3,88E-6	1,0E10		> 1E10	WL	1E10	1E10			O-15	1E2
F-18	2,09E-4	> 1E10	WL	3,5E2	SKIN	4E2	1000	F-18	10	F-18	1E1
Na-22	2,60E0	3,9E-2	RH	4,0E-1	RH	4E-2	0,1	Na-22	0,1	Na-22	1E1
Na-24	1,71E-3	> 1E10	WL	2,1E0	WL	2E0	1	Na-24	1	Na-24	1E1
Mg-28+	2,38E-3	> 1E10	WL	2,1E0	WL	2E0	1				
Al-26	7,17E5	2,6E-2	RH	2,7E-1	RH	3E-2	0,01				
Si-31	2,99E-4	> 1E10	WL	3,7E2	SKIN	4E2	1000	Si-31	1000	Si-31	1E3
Si-32+	1,32E2	8,6E1	RP	4,1E2	RP	9E1	100				
P-30	4,75E-6	1,0E10		> 1E10	WL	1E10	1E10				
P-32	3,91E-2	1,5E4	WL	3,4E2	SKIN	3E2	1000	P-32	1000	P-32	1E3
P-33	6,95E-2	3,6E4	WL	5,8E2	SKIN	6E2	1000	P-33	1000	P-33	1E5
S-35	2,39E-1	2,5E2	RL-C	8,4E2	RL-C	3E2	100	S-35	100	S-35	1E5
Cl-36	3,01E5	4,7E-1	RL-C	1,6E0	RL-C	5E-1	1	Cl-36	1	Cl-36	1E4
Cl-38	7,07E-5	1,0E10		> 1E10	WL	1E10	1E10	Cl-38	10	Cl-38	1E1
Cl-39	1,06E-4	> 1E10	WL	1,8E8	WL	2E8	1E8				
K-38	1,45E-5	1,0E10		> 1E10	WL	1E10	1E10				
K-40	1,26E9	4,6E-1	RH	2,1E0	RL-C	5E-1	1			K-40 (1)	1E2
K-42	1,41E-3	> 1E10	WL	4,2E1	WL	4E1	100	K-42	100	K-42	1E2
K-43	2,53E-3	> 1E10	WL	7,5E0	WL	8E0	10	K-43	10	K-43	1E1
K-44	4,21E-5	1,0E10		> 1E10	WL	1E10	1E10				
K-45	3,29E-5	1,0E10		> 1E10	WL	1E10	1E10				
Ca-41	1,03E5	8,1E1	RL-C	2,7E2	RL-C	8E1	100				
Ca-45+	4,46E-1	8,0E1	RL-C	2,7E2	RL-C	8E1	100	Ca-45	100	Ca-45	1E4
Ca-47	1,24E-2	6,0E2	WL	3,2E0	WL	3E0	10	Ca-47	10	Ca-47	1E1
Sc-43	4,44E-4	> 1E10	WL	2,7E2	WL	3E2	100				
Sc-44	4,53E-4	> 1E10	WL	1,1E2	WL	1E2	100				
Sc-44m+	6,69E-3	3,3E4	WL	2,1E0	WL	2E0	1				
Sc-46	2,29E-1	2,5E-1	WL	1,5E0	WL	2E-1	0,1	Sc-46	0,1	Sc-46	1E1
Sc-47	9,17E-3	6,4E4	WL	5,3E1	WL	5E1	100	Sc-47	100	Sc-47	1E2
Sc-48	4,98E-3	4,7E5	WL	1,3E0	WL	1E0	1	Sc-48	1	Sc-48	1E1

	T1/2	realist. Szenarien		low-prob. Szenarien		Min.	Gerundet	[EUR 14] Tab. A Teil 1		[EUR 14] Tab. B	
Nuklid	[a]	[Bq/g]	Pfad	[Bq/g]	Pfad	[Bq/g]	[Bq/g]	Nuklid	[Bq/g]	Nuklid	[Bq/g]
Sc-49	1,09E-4	> 1E10	WL	> 1E10	WL	> 1E10	> 1E10				
Ti-44+	6,00E1	3,2E-2	RH	3,3E-1	RH	3E-2	0,1				
Ti-45	3,51E-4	> 1E10	WL	3,4E2	SKIN	3E2	1000				
V-47	6,20E-5	1,0E10		> 1E10	WL	1E10	1E10				
V-48	4,37E-2	2,5E0	WL	1,1E0	WL	1E0	1	V-48	1	V-48	1E1
V-49	9,04E-1	2,5E4	RP	1,3E5	RP	3E4	10000				
Cr-48	2,46E-3	> 1E10	WL	1,4E1	WL	1E1	10				
Cr-49	7,97E-5	1,0E10		> 1E10	WL	1E10	1E10				
Cr-51	7,58E-2	9,1E1	WL	1,2E2	WL	9E1	100	Cr-51	100	Cr-51	1E3
Mn-51	8,78E-5	> 1E10	WL	> 1E10	WL	> 1E10	1E10	Mn-51	10	Mn-51	1E1
Mn-52	1,53E-2	6,6E1	WL	1,0E0	WL	1E0	1	Mn-52	1	Mn-52	1E1
Mn-52m	4,03E-5	1,0E10		> 1E10	WL	1E10	1E10	Mn-52m	10	Mn-52m	1E1
Mn-53	3,68E6	2,2E2	RL-C	7,4E2	RL-C	2E2	100	Mn-53	100	Mn-53	1E4
Mn-54	8,55E-1	1,5E-1	RH	1,5E0	RH	1E-1	0,1	Mn-54	0,1	Mn-54	1E1
Mn-56	2,95E-4	> 1E10	WL	3,9E2	SKIN	4E2	1000	Mn-56	10	Mn-56	1E1
Fe-52+	9,44E-4	> 1E10	WL	9,0E0	WL	9E0	10	Fe-52 (a)	10	Fe-52	1E1
Fe-55	2,74E0	1,0E3	RP	5,0E3	RP	1E3	1000	Fe-55	1000	Fe-55	1E4
Fe-59	1,22E-1	9,2E-1	WL	2,6E0	WL	9E-1	1	Fe-59	1	Fe-59	1E1
Fe-60+	1,50E6	3,8E0	WL	3,0E1	Wat-A	4E0	10				
Co-55	2,00E-3	> 1E10	WL	4,2E0	WL	4E0	10	Co-55	10	Co-55	1E1
Co-56	2,12E-1	1,5E-1	WL	8,3E-1	WL	1E-1	0,1	Co-56	0,1	Co-56	1E1
Co-57	7,44E-1	1,7E0	RH	1,8E1	RH	2E0	1	Co-57	1	Co-57	1E2
Co-58	1,94E-1	6,4E-1	WL	3,3E0	WL	6E-1	1	Co-58	1	Co-58	1E1
Co-58m	1,02E-3	> 1E10	WL	4,2E3	WL	4E3	10000	Co-58m	10000	Co-58m	1E4
Co-60	5,27E0	3,1E-2	RH	3,2E-1	RH	3E-2	0,1	Co-60	0,1	Co-60	1E1
Co-60m	1,99E-5	1,0E10		1,0E3	SKIN	1E3	1000	Co-60m	1000	Co-60m	1E3
Co-61	1,88E-4	> 1E10	WL	3,7E2	SKIN	4E2	1000	Co-61	100	Co-61	1E2
Co-62m+	2,64E-5	1,0E10		> 1E10	WL	1E10	1E10	Co-62m	10	Co-62m	1E1
Ni-56	1,66E-2	6,7E2	WL	1,5E1	WL	1E1	10				
Ni-57	4,10E-3	1,2E7	WL	2,5E0	WL	3E0	1				
Ni-59	7,60E4	1,4E2	RL-C	4,8E2	RL-C	1E2	100	Ni-59	100	Ni-59	1E4
Ni-63	1,01E2	5,9E1	RL-C	2,0E2	RL-C	6E1	100	Ni-63	100	Ni-63	1E5
Ni-65	2,87E-4	> 1E10	WL	3,5E2	SKIN	4E2	1000	Ni-65	10	Ni-65	1E1
Ni-66+	6,21E-3	1,7E6	WL	5,3E1	WL	5E1	100				
Cu-60	4,51E-5	1,0E10		> 1E10	WL	1E10	1E10				
Cu-61	3,80E-4	> 1E10	WL	3,4E2	SKIN	3E2	1000				
Cu-64	1,45E-3	> 1E10	WL	6,7E1	WL	7E1	100	Cu-64	100	Cu-64	1E2
Cu-67	7,06E-3	5,0E5	WL	5,3E1	WL	5E1	100				
Zn-62+	1,06E-3	> 1E10	WL	1,5E1	WL	2E1	10				
Zn-63	7,30E-5	1,0E10		> 1E10	WL	1E10	1E10				
Zn-65	6,68E-1	2,6E-1	RH	9,8E-1	Wat-C	3E-1	0,1	Zn-65	0,1	Zn-65	1E1
Zn-69	1,07E-4	> 1E10	WL	> 1E10	WL	> 1E10	> 1E10	Zn-69	1000	Zn-69	1E4
Zn-69m+	1,57E-3	> 1E10	WL	2,8E1	WL	3E1	10	Zn-69m (a)	10	Zn-69m	1E2

Nuklid	T1/2	realist. Szenarien		low-prob. Szenarien		Min.	Gerundet	[EUR 14] Tab. A Teil 1		[EUR 14] Tab. B	
	[a]	[Bq/g]	Pfad	[Bq/g]	Pfad	[Bq/g]	[Bq/g]	Nuklid	[Bq/g]	Nuklid	[Bq/g]
Zn-71m	4,52E-4	> 1E10	WL	1,5E2	WL	2E2	100				
Zn-72+	5,30E-3	4,2E5	WL	2,5E0	WL	3E0	1				
Ga-65	2,89E-5	1,0E10		> 1E10	WL	1E10	1E10				
Ga-66	1,08E-3	> 1E10	WL	7,2E0	WL	7E0	10				
Ga-67	8,93E-3	5,2E4	WL	3,5E1	WL	4E1	100				
Ga-68	1,29E-4	> 1E10	WL	3,9E2	SKIN	4E2	1000				
Ga-70	4,02E-5	1,0E10		> 1E10	WL	1E10	1E10				
Ga-72	1,61E-3	> 1E10	WL	3,7E0	WL	4E0	10	Ga-72	10	Ga-72	1E1
Ga-73+	5,54E-4	> 1E10	WL	3,5E2	WL	3E2	1000				
Ge-66	2,58E-4	> 1E10	WL	5,8E2	SKIN	6E2	1000				
Ge-67	3,59E-5	1,0E10		> 1E10	WL	1E10	1E10				
Ge-68+	7,42E-1	1,5E-1	RH	1,5E0	RH	1E-1	0,1				
Ge-69	4,45E-3	7,4E6	WL	5,1E0	WL	5E0	10				
Ge-71	3,13E-2	5,4E6	WL	8,2E5	WL	8E5	1E6	Ge-71	10000	Ge-71	1E4
Ge-75	1,57E-4	> 1E10	WL	3,9E2	SKIN	4E2	1000				
Ge-77	1,29E-3	> 1E10	WL	1,4E1	WL	1E1	10				
Ge-78	1,67E-4	> 1E10	WL	3,9E2	SKIN	4E2	1000				
As-69	2,90E-5	1,0E10		> 1E10	WL	1E10	1E10				
As-70	1,00E-4	> 1E10	WL	1,9E8	WL	2E8	1E8				
As-71	7,45E-3	4,8E4	WL	8,0E0	WL	8E0	10				
As-72	2,97E-3	3,7E9	WL	3,5E0	WL	3E0	10				
As-73+	2,20E-1	3,9E2	RH	1,5E3	SKIN	4E2	1000	As-73	1000	As-73	1E3
As-74	4,87E-2	8,0E0	WL	4,6E0	WL	5E0	10	As-74	10	As-74	1E1
As-76	2,99E-3	> 1E10	WL	1,5E1	WL	1E1	10	As-76	10	As-76	1E2
As-77	4,43E-3	1,1E9	WL	3,8E2	SKIN	4E2	1000	As-77	1000	As-77	1E3
As-78	1,72E-4	> 1E10	WL	2,7E2	SKIN	3E2	100				
Se-70	7,81E-5	1,0E10		> 1E10	WL	1E10	1E10				
Se-73	8,16E-4	> 1E10	WL	3,5E1	WL	3E1	100				
Se-73m	7,57E-5	1,0E10		3,7E2	SKIN	4E2	1000				
Se-75	3,28E-1	9,3E-1	RH	9,5E0	RH	9E-1	1	Se-75	1	Se-75	1E2
Se-79	3,77E5	1,4E-1	Wat-C	2,1E-1	Wat-C	1E-1	0,1				
Se-81	3,50E-5	1,0E10		> 1E10	WL	1E10	1E10				
Se-81m+	1,09E-4	> 1E10	WL	> 1E10	WL	> 1E10	1E10				
Se-83	4,24E-5	1,0E10		> 1E10	WL	1E10	1E10				
Br-74	4,83E-5	1,0E10		> 1E10	WL	1E10	1E10				
Br-74m	8,75E-5	> 1E10	WL	3,1E9	WL	3E9	1E10				
Br-75	1,84E-4	> 1E10	WL	3,5E2	SKIN	4E2	1000				
Br-76	1,85E-3	> 1E10	WL	3,2E0	WL	3E0	10				
Br-77	6,51E-3	3,0E5	WL	1,5E1	WL	1E1	10				
Br-80	3,35E-5	1,0E10		> 1E10	WL	1E10	1E10				
Br-80m+	5,03E-4	> 1E10	WL	9,9E2	SKIN	1E3	1000				
Br-82	4,03E-3	1,1E7	WL	1,9E0	WL	2E0	1	Br-82	1	Br-82	1E1
Br-83+	2,74E-4	> 1E10	WL	3,4E2	SKIN	3E2	1000				

	T1/2	realist. Szenarien		low-prob. Szenarien		Min.	Gerundet	[EUR 14] Tab. A Teil 1		[EUR 14] Tab. B	
Nuklid	[a]	[Bq/g]	Pfad	[Bq/g]	Pfad	[Bq/g]	[Bq/g]	Nuklid	[Bq/g]	Nuklid	[Bq/g]
Br-84	6,05E-5	1,0E10		2,9E2	SKIN	3E2	100				
Rb-79	4,35E-5	1,0E10		> 1E10	WL	1E10	1E10				
Rb-81+	5,22E-4	> 1E10	WL	3,5E2	SKIN	3E2	1000				
Rb-81m	5,75E-5	1,0E10		> 1E10	WL	1E10	1E10				
Rb-82m	7,38E-4	> 1E10	WL	1,5E1	WL	1E1	10				
Rb-83+	2,36E-1	9,9E-1	RH	6,9E0	WL	1E0	1				
Rb-84	9,17E-2	2,0E0	WL	3,7E0	WL	2E0	1				
Rb-86	5,10E-2	5,3E1	WL	3,3E1	WL	3E1	100	Rb-86	100	Rb-86	1E2
Rb-87	4,81E10	7,4E0	RL-C	2,5E1	RL-C	7E0	10				
Rb-88	3,38E-5	1,0E10		3,1E2	SKIN	3E2	1000				
Rb-89	2,93E-5	1,0E10		> 1E10	WL	1E10	1E10				
Sr-80+	2,02E-4	> 1E10	WL	9,0E2	SKIN	9E2	1000				
Sr-81	4,24E-5	1,0E10		> 1E10	WL	1E10	1E10				
Sr-82+	7,00E-2	2,7E0	WL	3,1E0	WL	3E0	1				
Sr-83	3,70E-3	1,5E8	WL	7,1E0	WL	7E0	10				
Sr-85	1,78E-1	1,4E0	WL	6,6E0	WL	1E0	1	Sr-85	1	Sr-85	1E2
Sr-85m	1,29E-4	> 1E10	WL	6,4E7	WL	6E7	1E8	Sr-85m	100	Sr-85m	1E2
Sr-87m	3,21E-4	> 1E10	WL	4,6E3	WL	5E3	10000	Sr-87m	100	Sr-87m	1E2
Sr-89+	1,38E-1	1,1E3	WL	3,5E2	SKIN	4E2	1000	Sr-89	1000	Sr-89	1E3
Sr-90+	2,88E1	5,5E-1	RL-C	1,8E0	RL-C	5E-1	1	Sr-90 (a)	1	Sr-90 (b)	1E2
Sr-91+	1,10E-3	> 1E10	WL	1,9E1	WL	2E1	10	Sr-91 (a)	10	Sr-91	1E1
Sr-92	3,09E-4	> 1E10	WL	4,3E2	SKIN	4E2	1000	Sr-92	10	Sr-92	1E1
Y-86	1,68E-3	> 1E10	WL	2,7E0	WL	3E0	1				
Y-86m	9,13E-5	> 1E10	WL	> 1E10	WL	> 1E10	1E10				
Y-87+	9,10E-3	7,5E3	WL	5,8E0	WL	6E0	10				
Y-88	2,92E-1	1,3E-1	RH	1,1E0	WL	1E-1	0,1				
Y-90	7,31E-3	4,1E7	WL	3,4E2	SKIN	3E2	1000	Y-90	1000	Y-90	1E3
Y-90m	3,64E-4	> 1E10	WL	1,0E3	SKIN	1E3	1000				
Y-91	1,60E-1	2,0E2	WL	3,5E2	SKIN	2E2	100	Y-91	100	Y-91	1E3
Y-91m	9,45E-5	> 1E10	WL	4,7E9	WL	5E9	1E10	Y-91m	100	Y-91m	1E2
Y-92	4,04E-4	> 1E10	WL	1,8E2	SKIN	2E2	100	Y-92	100	Y-92	1E2
Y-93	1,16E-3	> 1E10	WL	1,7E2	WL	2E2	100	Y-93	100	Y-93	1E2
Y-94	3,56E-5	1,0E10		> 1E10	WL	1E10	1E10				
Y-95	1,96E-5	1,0E10		> 1E10	WL	1E10	1E10				
Zr-86+	1,88E-3	> 1E10	WL	6,1E0	WL	6E0	10				
Zr-88	2,27E-1	4,1E-1	WL	2,5E0	WL	4E-1	1				
Zr-89+	8,94E-3	5,0E3	WL	3,4E0	WL	3E0	10				
Zr-93	1,53E6	4,6E0	Wat-C	6,8E0	Wat-C	5E0	10	Zr-93	10	Zr-93 (b)	1E3
Zr-95+	1,75E-1	6,4E-1	WL	2,9E0	WL	6E-1	1	Zr-95 (a)	1	Zr-95	1E1
Zr-97+	1,91E-3	> 1E10	WL	6,3E0	WL	6E0	10	Zr-97 (a)	10	Zr-97 (b)	1E1
Nb-88	2,76E-5	1,0E10		1,2E2	SKIN	1E2	100				
Nb-89	2,32E-4	> 1E10	WL	3,3E2	SKIN	3E2	1000				
Nb-89m	1,25E-4	> 1E10	WL	2,9E2	SKIN	3E2	100				

Nuklid	T1/2	realist. Szenarien		low-prob. Szenarien		Min.	Gerundet	[EUR 14] Tab. A Teil 1		[EUR 14] Tab. B	
	[a]	[Bq/g]	Pfad	[Bq/g]	Pfad	[Bq/g]	[Bq/g]	Nuklid	[Bq/g]	Nuklid	[Bq/g]
Nb-90+	1,67E-3	> 1E10	WL	4,0E0	WL	4E0	10				
Nb-91	6,80E2	3,4E1	RH	3,5E2	RH	3E1	100				
Nb-91m	1,67E-1	2,4E1	WL	1,0E2	WL	2E1	10				
Nb-92m	2,78E-2	2,5E1	WL	3,4E0	WL	3E0	10				
Nb-93m	1,61E1	4,6E0	Wat-C	6,8E0	Wat-C	5E0	10	Nb-93m	10	Nb-93m	1E4
Nb-94	2,00E4	4,4E-2	RH	4,5E-1	RH	4E-2	0,1	Nb-94	0,1	Nb-94	1E1
Nb-95	9,58E-2	2,2E0	WL	4,2E0	WL	2E0	1	Nb-95	1	Nb-95	1E1
Nb-95m	9,88E-3	2,6E4	WL	3,6E1	WL	4E1	100				
Nb-96	2,66E-3	> 1E10	WL	2,7E0	WL	3E0	1				
Nb-97	1,37E-4	> 1E10	WL	3,5E2	SKIN	4E2	1000	Nb-97 (a)	10	Nb-97	1E1
Nb-97m	1,67E-6	1,0E10		1,8E4	SKIN	2E4	10000				
Nb-98m	9,75E-5	> 1E10	WL	4,4E8	WL	4E8	1E9				
Mo-90+	6,34E-4	> 1E10	WL	3,4E2	SKIN	3E2	1000	Mo-90	10	Mo-90	1E1
Mo-93	4,00E3	4,4E0	Wat-C	6,3E0	Wat-C	4E0	10	Mo-93	10	Mo-93	1E3
Mo-93m	7,81E-4	> 1E10	WL	1,6E1	WL	2E1	10				
Mo-99+	7,52E-3	1,2E5	WL	2,1E1	WL	2E1	10	Mo-99 (a)	10	Mo-99	1E2
Mo-101+	2,78E-5	1,0E10		> 1E10	WL	1E10	1E10	Mo-101 (a)	10	Mo-101	1E1
Tc-93	3,14E-4	> 1E10	WL	9,1E2	WL	9E2	1000				
Tc-93m	8,27E-5	> 1E10	WL	5,8E2	SKIN	6E2	1000				
Tc-94	5,57E-4	> 1E10	WL	3,8E1	WL	4E1	100				
Tc-94m	9,89E-5	> 1E10	WL	5,0E8	WL	5E8	1E9				
Tc-95	2,28E-3	> 1E10	WL	9,4E0	WL	9E0	10				
Tc-95m+	1,67E-1	1,1E0	WL	4,8E0	WL	1E0	1				
Tc-96	1,17E-2	3,9E2	WL	1,5E0	WL	1E0	1	Tc-96	1	Tc-96	1E1
Tc-96m	9,79E-5	> 1E10	WL	> 1E10	WL	> 1E10	> 1E10	Tc-96m	1000	Tc-96m	1E3
Tc-97	2,60E6	6,0E0	RL-C	1,0E1	Wat-C	6E0	10	Tc-97	10	Tc-97	1E3
Tc-97m	2,47E-1	3,5E1	RL-C	1,2E2	RL-C	4E1	100	Tc-97m	100	Tc-97m	1E3
Tc-98	4,20E6	4,9E-2	RH	4,2E-1	Wat-C	5E-2	0,1				
Tc-99	2,14E5	6,1E-1	RL-C	1,1E0	Wat-C	6E-1	1	Tc-99	1	Tc-99	1E4
Tc-99m	6,86E-4	> 1E10	WL	6,6E2	WL	7E2	1000	Tc-99m	100	Tc-99m	1E2
Tc-101	2,70E-5	1,0E10		> 1E10	WL	1E10	1E10				
Tc-104	3,48E-5	1,0E10		> 1E10	WL	1E10	1E10				
Ru-94	9,85E-5	> 1E10	WL	8,8E8	WL	9E8	1E9				
Ru-97	7,94E-3	8,1E4	WL	2,3E1	WL	2E1	10	Ru-97	10	Ru-97	1E2
Ru-103+	1,07E-1	3,0E0	WL	6,9E0	WL	3E0	1	Ru-103 (a)	1	Ru-103	1E2
Ru-105+	5,07E-4	> 1E10	WL	2,0E2	WL	2E2	100	Ru-105 (a)	10	Ru-105	1E1
Ru-106+	1,02E0	2,7E-1	Wat-C	2,4E-1	Wat-C	2E-1	0,1	Ru-106 (a)	0,1	Ru-106 (b)	1E2
Rh-99	4,41E-2	4,1E5	WL	3,4E2	SKIN	3E2	1000				
Rh-99m	5,36E-4	> 1E10	WL	3,4E2	SKIN	3E2	1000				
Rh-100	2,37E-3	> 1E10	WL	2,5E0	WL	2E0	1				
Rh-101	3,20E0	3,5E-1	RH	3,6E0	RH	4E-1	1				
Rh-101m	1,19E-2	3,6E3	WL	1,5E1	WL	1E1	10				
Rh-102	2,90E0	4,0E-2	RH	4,1E-1	RH	4E-2	0,1				

Nuklid	T1/2	realist. Szenarien		low-prob. Szenarien		Min.	Gerundet	[EUR 14] Tab. A Teil 1		[EUR 14] Tab. B	
	[a]	[Bq/g]	Pfad	[Bq/g]	Pfad	[Bq/g]	[Bq/g]	Nuklid	[Bq/g]	Nuklid	[Bq/g]
Rh-102m	5,69E-1	3,4E-1	RH	3,5E0	RH	3E-1	1				
Rh-103m	1,07E-4	> 1E10	WL	> 1E10	WL	> 1E10	> 1E10	Rh-103m	10000	Rh-103m	1E4
Rh-105	4,03E-3	4,5E8	WL	7,8E1	WL	8E1	100	Rh-105	100	Rh-105	1E2
Rh-106	9,51E-7	1,0E10		3,2E2	SKIN	3E2	1000				
Rh-106m	2,51E-4	> 1E10	WL	3,4E2	SKIN	3E2	1000				
Rh-107	4,13E-5	1,0E10		> 1E10	WL	1E10	1E10				
Pd-100+	9,94E-3	1,4E3	WL	2,0E0	WL	2E0	1				
Pd-101	9,66E-4	> 1E10	WL	7,2E1	WL	7E1	100				
Pd-103+	4,65E-2	4,0E4	WL	1,9E4	WL	2E4	10000	Pd-103 (a)	1000	Pd-103	1E3
Pd-107	6,50E6	5,3E2	RL-C	1,7E3	RL-C	5E2	1000				
Pd-109+	1,56E-3	> 1E10	WL	3,4E2	SKIN	3E2	1000	Pd-109 (a)	100	Pd-109	1E3
Ag-102	2,45E-5	1,0E10		3,4E2	SKIN	3E2	1000				
Ag-103	1,25E-4	> 1E10	WL	4,3E2	SKIN	4E2	1000				
Ag-104	1,32E-4	> 1E10	WL	1,9E2	SKIN	2E2	100				
Ag-104m	6,37E-5	1,0E10		> 1E10	WL	1E10	1E10				
Ag-105	1,13E-1	2,8E0	WL	7,0E0	WL	3E0	1	Ag-105	1	Ag-105	1E2
Ag-106	4,56E-5	1,0E10		3,5E2	SKIN	4E2	1000				
Ag-106m	2,32E-2	1,6E1	WL	1,3E0	WL	1E0	1				
Ag-108	4,56E-6	1,0E10		3,5E2	SKIN	4E2	1000				
Ag-108m+	4,18E2	4,3E-2	RH	4,4E-1	RH	4E-2	0,1			Ag-108m	1E1
Ag-109m	1,26E-6	1,0E10		1,0E10	WL	1E10	1E10				
Ag-110	7,78E-7	1,0E10		3,4E2	SKIN	3E2	1000				
Ag-110m+	6,84E-1	5,3E-2	RH	5,4E-1	RH	5E-2	0,1	Ag-110m (a)	0,1	Ag-110m	1E1
Ag-111	2,04E-2	3,0E3	WL	1,5E2	WL	2E2	100	Ag-111	100	Ag-111	1E3
Ag-112	3,57E-4	> 1E10	WL	2,3E2	SKIN	2E2	100				
Ag-115	3,80E-5	1,0E10		> 1E10	WL	1E10	1E10				
Cd-104+	1,10E-4	> 1E10	WL	> 1E10	WF	> 1E10	> 1E10				
Cd-107+	7,44E-4	> 1E10	WL	6,5E3	WL	7E3	10000				
Cd-109+	1,27E0	1,1E0	Wat-C	1,1E0	Wat-C	1E0	1	Cd-109 (a)	1	Cd-109	1E4
Cd-113	7,70E15	4,6E-2	Wat-A	7,2E-2	Wat-A	5E-2	0,1				
Cd-113m+	1,41E1	5,5E-2	Wat-A	8,3E-2	Wat-A	5E-2	0,1				
Cd-115+	6,10E-3	5,7E5	WL	1,5E1	WL	2E1	10	Cd-115 (a)	10	Cd-115	1E2
Cd-115m+	1,22E-1	3,3E1	WL	9,1E1	WL	3E1	100	Cd-115m (a)	100	Cd-115m	1E3
Cd-117+	2,84E-4	> 1E10	WL	3,7E2	SKIN	4E2	1000				
Cd-117m+	3,83E-4	> 1E10	WL	1,9E2	WL	2E2	100				
In-109	4,79E-4	> 1E10	WL	3,1E2	WL	3E2	1000				
In-110	5,59E-4	> 1E10	WL	2,3E2	SKIN	2E2	100				
In-110m	1,31E-4	> 1E10	WL	3,5E2	SKIN	4E2	1000				
In-111+	7,68E-3	6,5E4	WL	1,4E1	WL	1E1	10	In-111	10	In-111	1E2
In-112	2,79E-5	1,0E10		> 1E10	WL	1E10	1E10				
In-113m	1,89E-4	> 1E10	WL	3,8E5	WL	4E5	1E6	In-113m	100	In-113m	1E2
In-114	2,28E-6	1,0E10		1,0E10	WL	1E10	1E10				
In-114m+	1,37E-1	1,3E1	WL	4,4E1	WL	1E1	10	In-114m (a)	10	In-114m	1E2

	T1/2	realist. Szenarien		low-prob. Szenarien		Min.	Gerundet	[EUR 14] Tab. A Teil 1		[EUR 14] Tab. B	
Nuklid	[a]	[Bq/g]	Pfad	[Bq/g]	Pfad	[Bq/g]	[Bq/g]	Nuklid	[Bq/g]	Nuklid	[Bq/g]
In-115	4,41E14	9,0E0	WL	1,2E2	SKIN	9E0	10				
In-115m	5,12E-4	> 1E10	WL	1,4E2	SKIN	1E2	100	In-115m	100	In-115m	1E2
In-116m	1,04E-4	> 1E10	WL	1,5E8	WL	1E8	1E8				
In-117	8,21E-5	> 1E10	WL	> 1E10	WL	> 1E10	> 1E10				
In-117m+	2,21E-4	> 1E10	WL	3,7E2	SKIN	4E2	1000				
In-119m+	3,42E-5	1,0E10		> 1E10	WF	1E10	1E10				
Sn-110+	4,68E-4	> 1E10	WL	1,7E2	WL	2E2	100				
Sn-111	6,71E-5	1,0E10		> 1E10	WL	1E10	1E10				
Sn-113+	3,15E-1	1,3E0	RH	1,3E1	RH	1E0	1	Sn-113 (a)	1	Sn-113	1E3
Sn-117m	3,72E-2	1,1E2	WL	3,5E1	WL	3E1	100				
Sn-119m	8,02E-1	7,2E0	Wat-C	5,5E0	Wat-C	6E0	10				
Sn-121	3,08E-3	> 1E10	WL	4,5E2	SKIN	5E2	1000				
Sn-121m+	5,50E1	9,7E-1	Wat-C	1,5E0	Wat-C	1E0	1				
Sn-123	3,54E-1	3,9E1	RH	1,6E2	RL-C	4E1	100				
Sn-123m	7,62E-5	1,0E10		> 1E10	WL	1E10	1E10				
Sn-125	2,64E-2	8,2E1	WL	9,7E0	WL	1E1	10	Sn-125	10	Sn-125	1E2
Sn-126+	2,30E5	1,3E-1	Wat-C	1,9E-1	Wat-C	1E-1	0,1				
Sn-127	2,40E-4	> 1E10	WL	3,3E2	SKIN	3E2	1000				
Sn-128	1,12E-4	> 1E10	WL	1,2E8	WL	1E8	1E8				
Sb-115	6,10E-5	1,0E10		> 1E10	WL	1E10	1E10				
Sb-116	3,00E-5	1,0E10		> 1E10	WL	1E10	1E10				
Sb-116m	1,15E-4	> 1E10	WL	4,1E2	SKIN	4E2	1000				
Sb-117	3,19E-4	> 1E10	WL	1,1E4	WL	1E4	10000				
Sb-118m	5,70E-4	> 1E10	WL	3,6E1	WL	4E1	100				
Sb-119	4,37E-3	> 1E10	WL	3,9E4	WL	4E4	1E5				
Sb-120	3,02E-5	1,0E10		> 1E10	WL	1E10	1E10				
Sb-120m	1,58E-2	8,4E1	WL	1,5E0	WL	1E0	1				
Sb-122	7,39E-3	6,2E4	WL	9,7E0	WL	1E1	10	Sb-122	10	Sb-122	1E2
Sb-124	1,65E-1	4,0E-1	WL	1,7E0	WL	4E-1	1	Sb-124	1	Sb-124	1E1
Sb-124m	2,95E-6	1,0E10		> 1E10	WL	1E10	1E10				
Sb-125+	2,76E0	2,0E-1	RH	1,0E0	Wat-C	2E-1	0,1	Sb-125 (a)	0,1	Sb-125	1E2
Sb-126	3,40E-2	5,1E0	WL	1,2E0	WL	1E0	1				
Sb-126m	3,63E-5	1,0E10		3,9E2	SKIN	4E2	1000				
Sb-127+	1,05E-2	2,8E3	WL	5,7E0	WL	6E0	10				
Sb-128	1,03E-3	> 1E10	WL	7,0E0	WL	7E0	10				
Sb-128m	1,98E-5	1,0E10		> 1E10	WL	1E10	1E10				
Sb-129+	4,97E-4	> 1E10	WL	1,1E2	WL	1E2	100				
Sb-130	7,51E-5	1,0E10		> 1E10	WL	1E10	1E10				
Sb-131	4,38E-5	1,0E10		> 1E10	WL	1E10	1E10				
Te-116+	2,84E-4	> 1E10	WL	9,5E2	SKIN	1E3	1000				
Te-119m	1,29E-2	3,8E2	WL	2,5E0	WL	2E0	1				
Te-121	5,25E-2	9,3E0	WL	6,2E0	WL	6E0	10				
Te-121m	4,22E-1	4,1E-1	RH	4,2E0	RH	4E-1	1				

	T1/2	realist. Szenarien		low-prob. Szenarien		Min.	Gerundet	[EUR 14] Tab. A Teil 1		[EUR 14] Tab. B	
Nuklid	[a]	[Bq/g]	Pfad	[Bq/g]	Pfad	[Bq/g]	[Bq/g]	Nuklid	[Bq/g]	Nuklid	[Bq/g]
Te-123	9,20E16	2,6E-1	Wat-A	4,1E-1	Wat-A	3E-1	0,1				
Te-123m	3,27E-1	3,0E0	RH	3,1E1	RH	3E0	1	Te-123m	1	Te-123m	1E2
Te-125m	1,57E-1	5,4E2	RH	2,8E3	RL-C	5E2	1000	Te-125m	1000	Te-125m	1E3
Te-127	1,07E-3	> 1E10	WL	3,9E2	SKIN	4E2	1000	Te-127	1000	Te-127	1E3
Te-127m+	2,98E-1	2,0E1	RL-C	6,7E1	RL-C	2E1	10	Te-127m (a)	10	Te-127m	1E3
Te-129	1,32E-4	> 1E10	WL	3,5E5	SKIN	4E5	1E6	Te-129	100	Te-129	1E2
Te-129m+	9,20E-2	2,8E1	WL	5,0E1	WL	3E1	10	Te-129m (a)	10	Te-129m	1E3
Te-131	4,75E-5	1,0E10		2,9E2	SKIN	3E2	100	Te-131	100	Te-131	1E2
Te-131m+	3,42E-3	2,8E8	WL	3,5E0	WL	4E0	10	Te-131m (a)	10	Te-131m	1E1
Te-132+	8,77E-3	3,0E3	WL	1,8E0	WL	2E0	1	Te-132 (a)	1	Te-132	1E2
Te-133	2,37E-5	1,0E10		> 1E10	WL	1E10	1E10	Te-133	10	Te-133	1E1
Te-133m+	1,05E-4	> 1E10	WL	1,5E8	WL	1E8	1E8	Te-133m	10	Te-133m	1E1
Te-134	7,95E-5	1,0E10		> 1E10	WL	1E10	1E10	Te-134	10	Te-134	1E1
I-120	1,55E-4	> 1E10	WL	3,2E2	SKIN	3E2	1000				
I-120m	1,01E-4	> 1E10	WL	1,2E2	SKIN	1E2	100				
I-121	2,42E-4	> 1E10	WL	9,5E2	SKIN	1E3	1000				
I-123	1,51E-3	> 1E10	WL	1,1E2	WL	1E2	100	I-123	100	I-123	1E2
I-124	1,14E-2	1,0E3	WL	3,4E0	WL	3E0	10				
I-125	1,63E-1	1,8E2	WL	6,0E2	WL	2E2	100	I-125	100	I-125	1E3
I-126	3,55E-2	3,0E1	WL	8,1E0	WL	8E0	10	I-126	10	I-126	1E2
I-128	4,75E-5	1,0E10		> 1E10	WL	1E10	1E10				
I-129	1,61E7	2,2E-2	Wat-A	3,5E-2	Wat-A	2E-2	0,01	I-129	0,01	I-129	1E2
I-130	1,41E-3	> 1E10	WL	6,0E0	WL	6E0	10	I-130	10	I-130	1E1
I-131	2,20E-2	1,6E2	WL	1,0E1	WL	1E1	10	I-131	10	I-131	1E2
I-132	2,62E-4	> 1E10	WL	3,5E2	SKIN	4E2	1000	I-132	10	I-132	1E1
I-132m	1,58E-4	> 1E10	WL	1,2E2	SKIN	1E2	100				
I-133	2,37E-3	> 1E10	WL	1,2E1	WL	1E1	10	I-133	10	I-133	1E1
I-134	9,98E-5	> 1E10	WL	3,4E2	SKIN	3E2	1000	I-134	10	I-134	1E1
I-135+	7,50E-4	> 1E10	WL	2,3E1	WL	2E1	10	I-135	10	I-135	1E1
Cs-125	8,88E-5	> 1E10	WL	> 1E10	WL	> 1E10	1E10				
Cs-127	7,13E-4	> 1E10	WL	1,3E2	WL	1E2	100				
Cs-129	3,67E-3	5,8E8	WL	2,4E1	WL	2E1	10	Cs-129	10	Cs-129	1E2
Cs-130	5,55E-5	1,0E10		> 1E10	WL	1E10	1E10				
Cs-131	2,65E-2	1,0E5	WL	1,2E4	WL	1E4	10000	Cs-131	1000	Cs-131	1E3
Cs-132	1,79E-2	1,8E2	WL	5,2E0	WL	5E0	10	Cs-132	10	Cs-132	1E1
Cs-134	2,07E0	5,7E-2	RH	5,9E-1	RH	6E-2	0,1	Cs-134	0,1	Cs-134	1E1
Cs-134m	3,32E-4	> 1E10	WL	5,8E2	SKIN	6E2	1000	Cs-134m	1000	Cs-134m	1E3
Cs-135	2,30E6	1,4E2	RL-A	4,7E2	RL-A	1E2	100	Cs-135	100	Cs-135	1E4
Cs-135m	1,01E-4	> 1E10	WL	4,2E8	WL	4E8	1E9				
Cs-136	3,57E-2	5,6E0	WL	1,6E0	WL	2E0	1	Cs-136	1	Cs-136	1E1
Cs-137+	3,00E1	1,2E-1	RH	1,3E0	RH	1E-1	0,1	Cs-137 (a)	0,1	Cs-137 (b)	1E1
Cs-138	6,35E-5	1,0E10		> 1E10	WL	1E10	1E10	Cs-138	10	Cs-138	1E1
Ba-126+	1,90E-4	> 1E10	WL	5,4E4	WL	5E4	1E5				

Nuklid	T1/2	realist. Szenarien		low-prob. Szenarien		Min.	Gerundet	[EUR 14] Tab. A Teil 1		[EUR 14] Tab. B	
	[a]	[Bq/g]	Pfad	[Bq/g]	Pfad	[Bq/g]	[Bq/g]	Nuklid	[Bq/g]	Nuklid	[Bq/g]
Ba-128+	6,65E-3	8,0E4	WL	4,9E0	WL	5E0	10				
Ba-131	3,16E-2	4,4E1	WL	8,9E0	WL	9E0	10	Ba-131	10	Ba-131	1E2
Ba-131m	2,78E-5	1,0E10		> 1E10	WL	1E10	1E10				
Ba-133	1,05E1	2,2E-1	RH	2,3E0	RH	2E-1	0,1				
Ba-133m	4,36E-3	2,4E8	WL	1,2E2	WL	1E2	100				
Ba-135m	3,27E-3	> 1E10	WL	1,6E2	WL	2E2	100				
Ba-137m	4,85E-6	1,0E10		> 1E10	WL	1E10	1E10				
Ba-139	1,58E-4	> 1E10	WL	3,5E2	SKIN	4E2	1000				
Ba-140	3,49E-2	6,6E0	WL	1,7E0	WL	2E0	1	Ba-140	1	Ba-140 (b)	1E1
Ba-141	3,47E-5	1,0E10		> 1E10	WL	1E10	1E10				
Ba-142	2,02E-5	1,0E10		> 1E10	WL	1E10	1E10				
La-131	1,12E-4	> 1E10	WL	1,7E8	WL	2E8	1E8				
La-132	5,48E-4	> 1E10	WL	5,5E1	WL	6E1	100				
La-135	2,22E-3	> 1E10	WL	7,4E2	WL	7E2	1000				
La-137	6,00E4	3,7E1	RH	3,8E2	RH	4E1	100				
La-138	1,02E11	5,8E-2	RH	6,0E-1	RH	6E-2	0,1				
La-140	4,60E-3	1,9E6	WL	2,0E0	WL	2E0	1	La-140	1	La-140	1E1
La-141	4,47E-4	> 1E10	WL	3,4E2	SKIN	3E2	1000				
La-142	1,73E-4	> 1E10	WL	3,4E2	SKIN	3E2	1000				
La-143	2,69E-5	1,0E10		> 1E10	WL	1E10	1E10				
Ce-134+	8,65E-3	1,1E4	WL	5,9E0	WL	6E0	10				
Ce-135	2,02E-3	> 1E10	WL	1,1E1	WL	1E1	10				
Ce-137	1,03E-3	> 1E10	WL	1,9E3	WL	2E3	1000				
Ce-137m+	3,92E-3	1,2E9	WL	1,4E2	WL	1E2	100				
Ce-139	3,77E-1	2,4E0	RH	2,5E1	RH	2E0	1	Ce-139	1	Ce-139	1E2
Ce-141	8,90E-2	4,0E1	WL	6,9E1	WL	4E1	100	Ce-141	100	Ce-141	1E2
Ce-143	3,77E-3	3,8E8	WL	2,3E1	WL	2E1	10	Ce-143	10	Ce-143	1E2
Ce-144+	7,80E-1	3,4E0	RH	3,5E1	RH	3E0	10	Ce-144	10	Ce-144 (b)	1E2
Pr-136	2,49E-5	1,0E10		> 1E10	WL	1E10	1E10				
Pr-137	1,46E-4	> 1E10	WL	4,3E2	SKIN	4E2	1000				
Pr-138m	2,42E-4	> 1E10	WL	4,1E2	SKIN	4E2	1000				
Pr-139	5,03E-4	> 1E10	WL	1,1E3	SKIN	1E3	1000				
Pr-142	2,18E-3	> 1E10	WL	1,2E2	WL	1E2	100	Pr-142	100	Pr-142	1E2
Pr-142m	2,78E-5	1,0E10		> 1E10	WL	1E10	1E10				
Pr-143	3,71E-2	3,3E4	WL	3,7E2	SKIN	4E2	1000	Pr-143	1000	Pr-143	1E4
Pr-144	3,29E-5	1,0E10		3,4E2	SKIN	3E2	1000				
Pr-144m	1,31E-5	1,0E10		4,3E3	SKIN	4E3	10000				
Pr-145	6,83E-4	> 1E10	WL	3,5E2	SKIN	4E2	1000				
Pr-147	2,55E-5	1,0E10		> 1E10	WL	1E10	1E10				
Nd-136+	9,63E-5	> 1E10	WL	1,1E9	WL	1E9	1E9				
Nd-138+	5,75E-4	> 1E10	WL	1,2E2	WL	1E2	100				
Nd-139	5,65E-5	1,0E10		> 1E10	WL	1E10	1E10				
Nd-139m+	6,27E-4	> 1E10	WL	3,5E2	SKIN	4E2	1000				

Nuklid	T1/2	realist. Szenarien		low-prob. Szenarien		Min.	Gerundet	[EUR 14] Tab. A Teil 1		[EUR 14] Tab. B	
	[a]	[Bq/g]	Pfad	[Bq/g]	Pfad	[Bq/g]	[Bq/g]	Nuklid	[Bq/g]	Nuklid	[Bq/g]
Nd-140+	9,23E-3	9,2E3	WL	7,8E0	WL	8E0	10				
Nd-141	2,84E-4	> 1E10	WL	6,0E4	WL	6E4	1E5				
Nd-147	3,01E-2	1,9E2	WL	3,4E1	WL	3E1	100	Nd-147	100	Nd-147	1E2
Nd-149	1,97E-4	> 1E10	WL	3,5E2	SKIN	4E2	1000	Nd-149	100	Nd-149	1E2
Nd-151	2,37E-5	1,0E10		> 1E10	WL	1E10	1E10				
Pm-141	3,97E-5	1,0E10		> 1E10	WL	1E10	1E10				
Pm-143	7,28E-1	4,8E-1	RH	4,9E0	RH	5E-1	1				
Pm-144	9,94E-1	7,6E-2	RH	7,9E-1	RH	8E-2	0,1				
Pm-145	1,77E1	1,9E1	RH	1,9E2	RH	2E1	10				
Pm-146	5,53E0	1,0E-1	RH	1,1E0	RH	1E-1	0,1				
Pm-147	2,62E0	1,3E3	RP	7,1E2	SKIN	7E2	1000	Pm-147	1000	Pm-147	1E4
Pm-148	1,47E-2	4,8E2	WL	6,1E0	WL	6E0	10				
Pm-148m	1,12E-1	6,8E-1	WL	1,7E0	WL	7E-1	1				
Pm-149	6,06E-3	1,7E7	WL	3,5E2	SKIN	4E2	1000	Pm-149	1000	Pm-149	1E3
Pm-150	3,06E-4	> 1E10	WL	3,7E2	SKIN	4E2	1000				
Pm-151	3,24E-3	4,3E9	WL	2,1E1	WL	2E1	10				
Sm-141	1,94E-5	1,0E10		3,4E2	SKIN	3E2	1000				
Sm-141m+	4,30E-5	1,0E10		> 1E10	WL	1E10	1E10				
Sm-142+	1,38E-4	> 1E10	WL	1,6E3	SKIN	2E3	1000				
Sm-145	9,31E-1	1,3E1	RH	1,4E2	RH	1E1	10				
Sm-146	1,00E8	1,2E0	WL	1,6E1	WL	1E0	1				
Sm-147	1,06E11	1,3E0	WL	1,7E1	WL	1E0	1				
Sm-151	9,00E1	2,1E3	WL	1,5E4	RP	2E3	1000	Sm-151	1000	Sm-151	1E4
Sm-153	5,28E-3	3,8E7	WL	2,2E2	WL	2E2	100	Sm-153	100	Sm-153	1E2
Sm-155	4,24E-5	1,0E10		> 1E10	WL	1E10	1E10				
Sm-156	1,07E-3	> 1E10	WL	1,8E2	WL	2E2	100				
Eu-145	1,62E-2	1,4E2	WL	2,7E0	WL	3E0	1				
Eu-146	1,26E-2	2,7E2	WL	1,6E0	WL	2E0	1				
Eu-147	6,57E-2	7,8E0	WL	8,0E0	WL	8E0	10				
Eu-148	1,49E-1	4,0E-1	WL	1,5E0	WL	4E-1	1				
Eu-149	2,55E-1	1,3E1	RH	1,1E2	WL	1E1	10				
Eu-150	3,64E1	4,8E-2	RH	5,0E-1	RH	5E-2	0,1				
Eu-152	1,35E1	6,5E-2	RH	6,7E-1	RH	7E-2	0,1	Eu-152	0,1	Eu-152	1E1
Eu-152m	1,06E-3	> 1E10	WL	6,5E1	WL	7E1	100	Eu-152m	100	Eu-152m	1E2
Eu-154	8,59E0	6,1E-2	RH	6,2E-1	RH	6E-2	0,1	Eu-154	0,1	Eu-154	1E1
Eu-155	4,75E0	2,8E0	RH	2,9E1	RH	3E0	1	Eu-155	1	Eu-155	1E2
Eu-156	4,16E-2	6,4E0	WL	2,5E0	WL	3E0	1				
Eu-157	1,73E-3	> 1E10	WL	4,2E1	WL	4E1	100				
Eu-158	8,73E-5	> 1E10	WL	9,9E9	WL	1E10	1E10				
Gd-145	4,37E-5	1,0E10		3,4E2	SKIN	3E2	1000				
Gd-146+	1,32E-1	5,2E-1	WL	1,6E0	WL	5E-1	1				
Gd-147	4,34E-3	4,5E8	WL	2,2E2	WL	2E2	100				
Gd-148	7,46E1	1,1E0	WL	1,5E1	WL	1E0	1				

Nuklid	T1/2	realist. Szenarien		low-prob. Szenarien		Min.	Gerundet	[EUR 14] Tab. A Teil 1		[EUR 14] Tab. B	
	[a]	[Bq/g]	Pfad	[Bq/g]	Pfad	[Bq/g]	[Bq/g]	Nuklid	[Bq/g]	Nuklid	[Bq/g]
Gd-149	2,54E-2	7,5E1	WL	7,9E0	WL	8E0	10				
Gd-151	3,40E-1	9,0E0	RH	9,2E1	RH	9E0	10				
Gd-152	1,08E14	1,6E0	WL	2,8E1	RP	2E0	1				
Gd-153	6,58E-1	4,2E0	RH	4,3E1	RH	4E0	10	Gd-153	10	Gd-153	1E2
Gd-159	2,11E-3	> 1E10	WL	1,9E2	WL	2E2	100	Gd-159	100	Gd-159	1E3
Tb-147	1,94E-4	> 1E10	WL	3,7E2	SKIN	4E2	1000				
Tb-149	4,70E-4	> 1E10	WL	8,1E-2	SKIN	8E-2	0,1				
Tb-150	3,97E-4	> 1E10	WL	1,5E2	SKIN	1E2	100				
Tb-151	2,01E-3	> 1E10	WL	9,5E0	WL	9E0	10				
Tb-153	6,41E-3	4,2E5	WL	1,8E1	WL	2E1	10				
Tb-154	2,45E-3	> 1E10	WL	2,9E2	SKIN	3E2	100				
Tb-155	1,46E-2	3,5E3	WL	4,2E1	WL	4E1	100				
Tb-156	1,42E-2	1,8E2	WL	1,9E0	WL	2E0	1				
Tb-156n	5,82E-4	> 1E10	WL	3,5E2	WL	3E2	1000				
Tb-157	9,90E1	4,9E1	RH	5,1E2	RH	5E1	100				
Tb-158	1,80E2	9,0E-2	RH	9,2E-1	RH	9E-2	0,1				
Tb-160	1,98E-1	5,4E-1	WL	2,8E0	WL	5E-1	1	Tb-160	1	Tb-160	1E1
Tb-161	1,89E-2	1,6E4	WL	4,3E2	SKIN	4E2	1000				
Dy-155	1,13E-3	> 1E10	WL	3,2E1	WL	3E1	100				
Dy-157	9,29E-4	> 1E10	WL	9,4E1	WL	9E1	100				
Dy-159	3,95E-1	3,2E1	RH	3,3E2	RH	3E1	100				
Dy-165	2,66E-4	> 1E10	WL	3,5E2	SKIN	4E2	1000	Dy-165	1000	Dy-165	1E3
Dy-166	9,31E-3	1,6E5	WL	1,2E2	SKIN	1E2	100	Dy-166	100	Dy-166	1E3
Ho-155	9,13E-5	> 1E10	WL	> 1E10	WL	> 1E10	1E10				
Ho-157	2,40E-5	1,0E10		> 1E10	WL	1E10	1E10				
Ho-159	6,28E-5	1,0E10		> 1E10	WL	1E10	1E10				
Ho-161	2,83E-4	> 1E10	WL	1,6E3	SKIN	2E3	1000				
Ho-162	2,85E-5	1,0E10		> 1E10	WL	1E10	1E10				
Ho-162m+	1,27E-4	> 1E10	WL	3,4E2	SKIN	3E2	1000				
Ho-164	5,44E-5	1,0E10		> 1E10	WL	1E10	1E10				
Ho-164m+	7,15E-5	1,0E10		> 1E10	WL	1E10	1E10				
Ho-166	3,06E-3	> 1E10	WL	2,5E2	WL	3E2	100	Ho-166	100	Ho-166	1E3
Ho-166m	1,20E3	4,4E-2	RH	4,5E-1	RH	4E-2	0,1				
Ho-167+	3,54E-4	> 1E10	WL	4,1E2	SKIN	4E2	1000				
Er-161+	3,66E-4	> 1E10	WL	3,5E2	SKIN	4E2	1000				
Er-165	1,18E-3	> 1E10	WL	3,2E3	WL	3E3	10000				
Er-169	2,57E-2	2,9E5	WL	5,8E2	SKIN	6E2	1000	Er-169	1000	Er-169	1E4
Er-171	8,57E-4	> 1E10	WL	1,0E2	WL	1E2	100	Er-171	100	Er-171	1E2
Er-172	5,62E-3	6,2E5	WL	7,1E0	WL	7E0	10				
Tm-162	4,13E-5	1,0E10		> 1E10	WL	1E10	1E10				
Tm-166	8,78E-4	> 1E10	WL	1,4E1	WL	1E1	10				
Tm-167+	2,53E-2	4,1E2	WL	4,2E1	WL	4E1	100				
Tm-170	3,52E-1	1,9E2	RH	4,0E2	SKIN	2E2	100	Tm-170	100	Tm-170	1E3

Nuklid	T1/2	realist. Szenarien		low-prob. Szenarien		Min.	Gerundet	[EUR 14] Tab. A Teil 1		[EUR 14] Tab. B	
	[a]	[Bq/g]	Pfad	[Bq/g]	Pfad	[Bq/g]	[Bq/g]	Nuklid	[Bq/g]	Nuklid	[Bq/g]
Tm-171	1,92E0	5,2E2	RH	3,6E3	SKIN	5E2	1000	Tm-171	1000	Tm-171	1E4
Tm-172	7,26E-3	6,2E4	WL	8,3E0	WL	8E0	10				
Tm-173	9,40E-4	> 1E10	WL	7,2E1	WL	7E1	100				
Tm-175+	2,89E-5	1,0E10		> 1E10	WL	1E10	1E10				
Yb-162	3,59E-5	1,0E10		> 1E10	WL	1E10	1E10				
Yb-166+	6,47E-3	1,4E8	WL	5,9E3	WL	6E3	10000				
Yb-167	3,33E-5	1,0E10		> 1E10	WL	1E10	1E10				
Yb-169	8,77E-2	1,2E1	WL	2,1E1	WL	1E1	10				
Yb-175	1,15E-2	1,7E4	WL	5,7E1	WL	6E1	100	Yb-175	100	Yb-175	1E3
Yb-177	2,18E-4	> 1E10	WL	3,7E2	SKIN	4E2	1000				
Yb-178+	1,41E-4	> 1E10	WL	4,1E2	SKIN	4E2	1000				
Lu-169	3,89E-3	8,6E9	WL	3,9E2	SKIN	4E2	1000				
Lu-170	5,51E-3	1,9E9	WL	3,2E2	SKIN	3E2	1000				
Lu-171	2,26E-2	8,5E1	WL	6,1E0	WL	6E0	10				
Lu-172	1,83E-2	5,5E1	WL	1,8E0	WL	2E0	1				
Lu-173	1,34E0	1,1E0	RH	1,2E1	RH	1E0	1				
Lu-174	3,56E0	1,0E0	RH	1,1E1	RH	1E0	1				
Lu-174m	3,89E-1	8,9E0	RH	9,1E1	RH	9E0	10				
Lu-176	4,00E10	1,7E-1	RH	1,8E0	RH	2E-1	0,1				
Lu-176m	4,15E-4	> 1E10	WL	3,7E2	SKIN	4E2	1000				
Lu-177	1,82E-2	5,0E3	WL	1,2E2	SKIN	1E2	100	Lu-177	100	Lu-177	1E3
Lu-177m+	4,39E-1	2,6E-1	RH	2,7E0	RH	3E-1	0,1				
Lu-178	5,40E-5	1,0E10		> 1E10	WL	1E10	1E10				
Lu-178m+	4,39E-5	1,0E10		> 1E10	WL	1E10	1E10				
Lu-179	5,24E-4	> 1E10	WL	3,5E2	SKIN	4E2	1000				
Hf-170	1,83E-3	> 1E10	WL	1,0E3	SKIN	1E3	1000				
Hf-172+	1,87E0	2,1E0	RH	2,1E1	RH	2E0	1				
Hf-173	2,73E-3	> 1E10	WL	2,4E1	WL	2E1	10				
Hf-175	1,92E-1	2,3E0	WL	1,1E1	WL	2E0	1				
Hf-177n	9,77E-5	> 1E10	WL	1,2E9	WL	1E9	1E9				
Hf-178n	3,10E1	6,0E-2	RH	6,2E-1	RH	6E-2	0,1				
Hf-179n	6,87E-2	4,0E0	WL	4,4E0	WL	4E0	10				
Hf-180m	6,27E-4	> 1E10	WL	8,3E1	WL	8E1	100				
Hf-181	1,16E-1	2,7E0	WL	7,0E0	WL	3E0	1	Hf-181	1	Hf-181	1E1
Hf-182+	9,00E6	4,9E-2	RH	5,0E-1	RH	5E-2	0,1				
Hf-182m+	1,17E-4	> 1E10	WL	4,3E2	SKIN	4E2	1000				
Hf-183	1,22E-4	> 1E10	WL	3,4E2	SKIN	3E2	1000				
Hf-184	4,70E-4	> 1E10	WL	3,7E2	SKIN	4E2	1000				
Ta-172	7,00E-5	1,0E10		> 1E10	WL	1E10	1E10				
Ta-173	3,58E-4	> 1E10	WL	4,1E2	SKIN	4E2	1000				
Ta-174	1,30E-4	> 1E10	WL	3,4E2	SKIN	3E2	1000				
Ta-175	1,20E-3	> 1E10	WL	3,4E2	SKIN	3E2	1000				
Ta-176	9,23E-4	> 1E10	WL	1,2E1	WL	1E1	10				

	T1/2	realist. Szenarien		low-prob. Szenarien		Min.	Gerundet	[EUR 14] Tab. A Teil 1		[EUR 14] Tab. B	
Nuklid	[a]	[Bq/g]	Pfad	[Bq/g]	Pfad	[Bq/g]	[Bq/g]	Nuklid	[Bq/g]	Nuklid	[Bq/g]
Ta-177	6,43E-3	4,1E6	WL	1,8E2	WL	2E2	100				
Ta-178m	2,69E-4	> 1E10	WL	1,5E8	WL	1E8	1E8				
Ta-179	1,61E0	1,2E1	RH	1,2E2	RH	1E1	10				
Ta-180	9,22E-4	> 1E10	WL	9,5E2	SKIN	1E3	1000				
Ta-180m	1,80E15	1,7E-1	RH	1,8E0	RH	2E-1	0,1				
Ta-182	3,14E-1	2,6E-1	RH	2,5E0	WL	3E-1	0,1	Ta-182	0,1	Ta-182	1E1
Ta-182n	3,01E-5	1,0E10		> 1E10	WL	1E10	1E10				
Ta-183	1,39E-2	2,0E3	WL	1,9E1	WL	2E1	10				
Ta-184	9,92E-4	> 1E10	WL	3,4E2	SKIN	3E2	1000				
Ta-185	9,32E-5	> 1E10	WL	> 1E10	WL	> 1E10	> 1E10				
Ta-186	2,00E-5	1,0E10		> 1E10	WL	1E10	1E10				
W-176	2,85E-4	> 1E10	WL	1,0E3	SKIN	1E3	1000				
W-177	2,51E-4	> 1E10	WL	8,1E2	SKIN	8E2	1000				
W-178+	5,91E-2	4,7E1	WL	3,9E1	WL	4E1	100				
W-179	7,04E-5	1,0E10		> 1E10	WL	1E10	1E10				
W-181	3,31E-1	2,4E1	RH	2,5E2	RH	2E1	10	W-181	10	W-181	1E3
W-185	2,06E-1	3,9E3	WL	7,1E2	SKIN	7E2	1000	W-185	1000	W-185	1E4
W-187	2,72E-3	> 1E10	WL	1,6E1	WL	2E1	10	W-187	10	W-187	1E2
W-188+	1,91E-1	1,3E1	WL	6,6E1	WL	1E1	10				
Re-177	2,66E-5	1,0E10		3,2E2	SKIN	3E2	1000				
Re-178	2,51E-5	1,0E10		> 1E10	WL	1E10	1E10				
Re-181	2,27E-3	> 1E10	WL	1,1E1	WL	1E1	10				
Re-182	7,30E-3	1,8E4	WL	2,5E0	WL	2E0	1				
Re-182m	1,45E-3	> 1E10	WL	1,0E1	WL	1E1	10				
Re-183	1,92E-1	8,3E0	RH	4,4E1	WL	8E0	10				
Re-184	1,04E-1	1,7E0	WL	3,7E0	WL	2E0	1				
Re-184m	4,60E-1	2,7E-1	RH	2,8E0	RH	3E-1	0,1				
Re-186	1,03E-2	2,0E5	WL	3,4E2	SKIN	3E2	1000	Re-186	1000	Re-186	1E3
Re-186m+	1,90E5	1,6E0	RL-C	5,2E0	RL-C	2E0	1				
Re-187	4,35E10	1,1E3	RL-C	3,5E2	SKIN	4E2	1000				
Re-188	1,94E-3	> 1E10	WL	1,8E2	WL	2E2	100	Re-188	100	Re-188	1E2
Re-188m	3,53E-5	1,0E10		> 1E10	WL	1E10	1E10				
Re-189+	2,77E-3	> 1E10	WL	1,5E2	WL	2E2	100				
Os-180+	4,09E-5	1,0E10		> 1E10	WL	1E10	1E10				
Os-181	2,00E-4	> 1E10	WL	3,4E2	SKIN	3E2	1000				
Os-182	2,52E-3	> 1E10	WL	1,0E1	WL	1E1	10				
Os-185	2,57E-1	6,1E-1	RH	4,8E0	WL	6E-1	1	Os-185	1	Os-185	1E1
Os-189m	6,63E-4	> 1E10	WL	9,6E6	WF	1E7	1E7				
Os-190m	1,88E-5	1,0E10		> 1E10	WL	1E10	1E10				
Os-191+	4,19E-2	2,5E2	WL	1,0E2	WL	1E2	100	Os-191	100	Os-191	1E2
Os-191m	1,49E-3	> 1E10	WL	8,1E2	SKIN	8E2	1000	Os-191m	1000	Os-191m	1E3
Os-193	3,43E-3	7,9E9	WL	1,1E2	WL	1E2	100	Os-193	100	Os-193	1E2
Os-194+	6,00E0	8,8E-1	RH	9,0E0	RH	9E-1	1				

Nuklid	T1/2	realist. Szenarien		low-prob. Szenarien		Min.	Gerundet	[EUR 14] Tab. A Teil 1		[EUR 14] Tab. B	
	[a]	[Bq/g]	Pfad	[Bq/g]	Pfad	[Bq/g]	[Bq/g]	Nuklid	[Bq/g]	Nuklid	[Bq/g]
Ir-182	2,85E-5	1,0E10		> 1E10	WL	1E10	1E10				
Ir-184	3,53E-4	> 1E10	WL	1,6E2	SKIN	2E2	100				
Ir-185	1,64E-3	> 1E10	WL	3,9E2	SKIN	4E2	1000				
Ir-186	1,90E-3	> 1E10	WL	2,5E2	SKIN	2E2	100				
Ir-186m	2,19E-4	> 1E10	WL	3,4E2	SKIN	3E2	1000				
Ir-187	1,20E-3	> 1E10	WL	6,4E1	WL	6E1	100				
Ir-188	4,73E-3	> 1E10	WL	3,4E2	SKIN	3E2	1000				
Ir-189+	3,61E-2	3,7E2	WL	1,0E2	WL	1E2	100				
Ir-190+	3,29E-2	5,5E0	WL	1,2E0	WL	1E0	1	Ir-190	1	Ir-190	1E1
Ir-190m	1,28E-4	> 1E10	WL	2,3E9	WL	2E9	1E9				
Ir-192	2,02E-1	8,2E-1	RH	4,4E0	WL	8E-1	1	Ir-192	1	Ir-192	1E1
Ir-192m	2,74E-6	1,0E10		1,0E3	SKIN	1E3	1000				
Ir-193m	2,89E-2	1,2E5	WL	1,6E4	WL	2E4	10000				
Ir-194	2,20E-3	> 1E10	WL	9,0E1	WL	9E1	100	Ir-194	100	Ir-194	1E2
Ir-194n	4,68E-1	8,8E-2	RH	9,0E-1	RH	9E-2	0,1				
Ir-195	2,85E-4	> 1E10	WL	3,7E2	SKIN	4E2	1000				
Ir-195m	4,34E-4	> 1E10	WL	3,5E2	SKIN	4E2	1000				
Pt-186+	2,37E-4	> 1E10	WL	3,7E2	SKIN	4E2	1000				
Pt-188	2,79E-2	1,9E2	WL	2,7E1	WL	3E1	10				
Pt-189	1,24E-3	> 1E10	WL	3,9E1	WL	4E1	100				
Pt-190	6,50E11	2,8E0	RL-A	9,2E0	RL-A	3E0	1				
Pt-191+	7,67E-3	9,4E4	WL	2,0E1	WL	2E1	10	Pt-191	10	Pt-191	1E2
Pt-193	5,00E1	6,1E0	RH	6,3E1	RH	6E0	10				
Pt-193m	1,19E-2	2,8E5	WL	1,6E2	SKIN	2E2	100	Pt-193m	1000	Pt-193m	1E3
Pt-195m	1,12E-2	4,9E4	WL	1,5E2	WL	1E2	100				
Pt-197	2,27E-3	> 1E10	WL	3,7E2	SKIN	4E2	1000	Pt-197	1000	Pt-197	1E3
Pt-197m	1,81E-4	> 1E10	WL	3,4E2	SKIN	3E2	1000	Pt-197m	100	Pt-197m	1E2
Pt-199	5,86E-5	1,0E10		> 1E10	WL	1E10	1E10				
Pt-200+	1,43E-3	> 1E10	WL	4,7E1	WL	5E1	100				
Au-193	2,01E-3	> 1E10	WL	9,3E1	WL	9E1	100				
Au-194	4,34E-3	1,0E7	WL	4,9E0	WL	5E0	10				
Au-195	5,10E-1	5,6E0	RH	5,8E1	RH	6E0	10				
Au-196	1,69E-2	3,9E2	WL	9,3E0	WL	9E0	10				
Au-198	7,38E-3	7,4E4	WL	1,1E1	WL	1E1	10	Au-198	10	Au-198	1E2
Au-198m	6,30E-3	2,5E5	WL	9,0E0	WL	9E0	10				
Au-199	8,59E-3	1,3E5	WL	6,4E1	WL	6E1	100	Au-199	100	Au-199	1E2
Au-200	9,20E-5	> 1E10	WL	> 1E10	WL	> 1E10	1E10				
Au-200m+	2,13E-3	> 1E10	WL	1,8E2	WL	2E2	100				
Au-201	4,94E-5	1,0E10		> 1E10	WL	1E10	1E10				
Hg-193	4,34E-4	> 1E10	WL	3,9E2	SKIN	4E2	1000				
Hg-193m+	1,35E-3	> 1E10	WL	3,4E2	SKIN	3E2	1000				
Hg-194+	4,44E2	7,2E-2	RH	7,4E-1	RH	7E-2	0,1				
Hg-195	1,13E-3	> 1E10	WL	1,1E2	WL	1E2	100				

Nuklid	T1/2	realist. Szenarien		low-prob. Szenarien		Min.	Gerundet	[EUR 14] Tab. A Teil 1		[EUR 14] Tab. B	
	[a]	[Bq/g]	Pfad	[Bq/g]	Pfad	[Bq/g]	[Bq/g]	Nuklid	[Bq/g]	Nuklid	[Bq/g]
Hg-195m+	4,75E-3	3,9E7	WL	6,2E1	WL	6E1	100				
Hg-197	7,37E-3	1,1E6	WL	1,7E2	WL	2E2	100	Hg-197	100	Hg-197	1E2
Hg-197m	2,73E-3	> 1E10	WL	1,4E2	WL	1E2	100	Hg-197m	100	Hg-197m	1E2
Hg-199m	8,00E-5	1,0E10		> 1E10	WL	1E10	1E10				
Hg-203	1,28E-1	5,6E0	WL	1,7E1	WL	6E0	10	Hg-203	10	Hg-203	1E2
Tl-194	6,27E-5	1,0E10		> 1E10	WL	1E10	1E10				
Tl-194m	6,24E-5	1,0E10		> 1E10	WL	1E10	1E10				
Tl-195	1,32E-4	> 1E10	WL	3,4E2	SKIN	3E2	1000				
Tl-197	3,24E-4	> 1E10	WL	1,6E3	SKIN	2E3	1000				
Tl-198	6,05E-4	> 1E10	WL	3,8E1	WL	4E1	100				
Tl-198m	2,13E-4	> 1E10	WL	4,3E2	SKIN	4E2	1000				
Tl-199	8,46E-4	> 1E10	WL	1,7E2	WL	2E2	100				
Tl-200	2,98E-3	4,7E9	WL	4,8E0	WL	5E0	10	Tl-200	10	Tl-200	1E1
Tl-201	8,33E-3	2,6E5	WL	1,0E2	WL	1E2	100	Tl-201	100	Tl-201	1E2
Tl-202	3,35E-2	3,7E1	WL	8,6E0	WL	9E0	10	Tl-202	10	Tl-202	1E2
Tl-204	3,79E0	6,0E-1	Wat-C	7,9E-1	Wat-C	6E-1	1	Tl-204	1	Tl-204	1E4
Tl-207	9,07E-6	1,0E10		> 1E10	WL	1E10	1E10				
Tl-208	5,80E-6	1,0E10		> 1E10	WL	1E10	1E10				
Tl-209	4,18E-6	1,0E10		> 1E10	WL	1E10	1E10				
Pb-195m	2,85E-5	1,0E10		> 1E10	WL	1E10	1E10				
Pb-198	2,74E-4	> 1E10	WL	8,1E2	SKIN	8E2	1000				
Pb-199	1,71E-4	> 1E10	WL	1,2E3	SKIN	1E3	1000				
Pb-200	2,45E-3	> 1E10	WL	1,3E1	WL	1E1	10				
Pb-201	1,07E-3	> 1E10	WL	2,8E1	WL	3E1	10				
Pb-202+	5,30E4	1,6E-1	RH	1,6E0	RH	2E-1	0,1				
Pb-202m	4,07E-4	> 1E10	WL	1,2E2	SKIN	1E2	100				
Pb-203	5,92E-3	9,8E5	WL	1,9E1	WL	2E1	10	Pb-203	10	Pb-203	1E2
Pb-205	1,53E7	3,0E0	RH	3,1E1	RH	3E0	10				
Pb-209	3,71E-4	> 1E10	WL	4,3E2	SKIN	4E2	1000				
Pb-210+	2,22E1	6,5E-2	RL-C	2,2E-1	RL-C	7E-2	0,1			Pb-210 (b)	1E1
Pb-211+	6,86E-5	1,0E10		> 1E10	WL	1E10	1E10				
Pb-212+	1,21E-3	> 1E10	WL	1,3E1	WL	1E1	10			Pb-212 (b)	1E1
Pb-214+	5,10E-5	1,0E10		> 1E10	WL	1E10	1E10				
Bi-200	6,92E-5	1,0E10		> 1E10	WL	1E10	1E10				
Bi-201	2,05E-4	> 1E10	WL	2,9E2	SKIN	3E2	100				
Bi-202	1,96E-4	> 1E10	WL	1,2E2	SKIN	1E2	100				
Bi-203	1,34E-3	> 1E10	WL	2,5E2	WL	3E2	100				
Bi-205	4,19E-2	3,4E4	WL	3,7E2	SKIN	4E2	1000				
Bi-206	1,71E-2	4,4E1	WL	1,1E0	WL	1E0	1	Bi-206	1	Bi-206	1E1
Bi-207	3,18E1	4,7E-2	RH	4,8E-1	RH	5E-2	0,1	Bi-207	0,1	Bi-207	1E1
Bi-208	3,68E5	2,8E-2	RH	2,9E-1	RH	3E-2	0,01				
Bi-210	1,37E-2	1,0E5	WL	5,7E2	WL	6E2	1000			Bi-210	1E3
Bi-210m+	3,00E6	4,2E-2	Wat-C	6,5E-2	Wat-C	4E-2	0,1				

Nuklid	T1/2	realist. Szenarien		low-prob. Szenarien		Min.	Gerundet	[EUR 14] Tab. A Teil 1		[EUR 14] Tab. B	
	[a]	[Bq/g]	Pfad	[Bq/g]	Pfad	[Bq/g]	[Bq/g]	Nuklid	[Bq/g]	Nuklid	[Bq/g]
Bi-211	4,13E-6	1,0E10		9,2E3	SKIN	9E3	10000				
Bi-212+	1,15E-4	> 1E10	WL	5,4E2	SKIN	5E2	1000			Bi-212 (b)	1E1
Bi-213+	8,67E-5	> 1E10	WL	3,5E2	SKIN	4E2	1000				
Bi-214+	3,78E-5	1,0E10		3,5E2	SKIN	4E2	1000				
Po-203	6,98E-5	1,0E10		> 1E10	WL	1E10	1E10	Po-203	10	Po-203	1E1
Po-205	1,89E-4	> 1E10	WL	1,0E3	SKIN	1E3	1000	Po-205	10	Po-205	1E1
Po-206	2,41E-2	2,9E1	WL	2,6E0	WL	3E0	1				
Po-207	6,62E-4	> 1E10	WL	4,7E1	WL	5E1	100	Po-207	10	Po-207	1E1
Po-208	2,93E0	6,4E-1	WL	1,0E1	WL	6E-1	1				
Po-209	1,02E2	5,5E-1	WL	1,0E1	WL	6E-1	1				
Po-210	3,79E-1	8,2E-1	RP	4,1E0	RP	8E-1	1			Po-210	1E1
Po-211	1,64E-8	1,0E10		1,0E10	WL	1E10	1E10				
Po-212	9,44E-15	1,0E10		1,0E10	WL	1E10	1E10				
Po-213	1,33E-13	1,0E10		1,0E10	WL	1E10	1E10				
Po-214	5,19E-12	1,0E10		1,0E10	WL	1E10	1E10				
Po-215	5,64E-11	1,0E10		1,0E10	WL	1E10	1E10				
Po-216	4,75E-9	1,0E10		1,0E10	WL	1E10	1E10				
Po-218	5,89E-6	1,0E10		> 1E10	WL	1E10	1E10				
At-207	2,05E-4	> 1E10	WL	2,9E2	SKIN	3E2	100				
At-211+	8,23E-4	> 1E10	WL	1,2E3	WL	1E3	1000	At-211	1000	At-211	1E3
At-217	1,02E-9	1,0E10		1,0E10	WL	1E10	1E10				
Fr-221+	9,32E-6	1,0E10		5,4E3	SKIN	5E3	10000				
Fr-222+	2,70E-5	1,0E10		3,5E2	SKIN	4E2	1000				
Fr-223	4,14E-5	1,0E10		3,1E2	SKIN	3E2	1000				
Ra-214	7,80E-8	1,0E10		1,0E10	WL	1E10	1E10				
Ra-222+	1,20E-6	1,0E10		1,0E10	WL	1E10	1E10				
Ra-223+	3,13E-2	5,0E1	WL	7,8E0	WL	8E0	10			Ra-223 (b)	1E2
Ra-224+	9,97E-3	2,2E3	WL	3,1E0	WL	3E0	10			Ra-224 (b)	1E1
Ra-225	4,05E-2	4,0E1	WL	1,0E1	WL	1E1	10	Ra-225	10	Ra-225	1E2
Ra-226+	1,60E3	3,0E-2	RL-C	9,8E-2	RL-C	3E-2	0,01			Ra-226 (b)	1E1
Ra-227	8,02E-5	1,0E10		3,7E2	SKIN	4E2	1000	Ra-227	100	Ra-227	1E2
Ra-228+	5,75E0	4,3E-2	RH	2,3E-1	RL-C	4E-2	0,1			Ra-228 (b)	1E1
Ac-224	3,17E-4	> 1E10	WL	1,6E3	SKIN	2E3	1000				
Ac-225+	2,74E-2	1,2E2	WL	1,1E1	WL	1E1	10				
Ac-226+	3,35E-3	> 1E10	WL	1,3E2	WL	1E2	100				
Ac-227+	2,18E1	1,4E-2	WL	1,7E-1	WL	1E-2	0,01				
Ac-228	7,02E-4	> 1E10	WL	5,1E1	WL	5E1	100			Ac-228	1E1
Th-226	5,81E-5	1,0E10		> 1E10	WL	1E10	1E10	Th-226	1000	Th-226 (b)	1E3
Th-227	5,12E-2	1,5E1	WL	6,6E0	WL	7E0	10			Th-227	1E1
Th-228+	1,91E0	6,8E-2	RH	6,9E-1	RH	7E-2	0,1			Th-228 (b)	1E0
Th-229+	7,34E3	1,1E-1	WL	1,5E0	WL	1E-1	0,1	Th-229	0,1	Th-229 (b)	1E0
Th-230	7,54E4	2,1E-1	Wat-C	2,7E-1	Wat-C	2E-1	0,1			Th-230	1E0
Th-231	2,91E-3	> 1E10	WL	4,3E2	SKIN	4E2	1000			Th-231	1E3

Nuklid	T1/2	realist. Szenarien		low-prob. Szenarien		Min.	Gerundet	[EUR 14] Tab. A Teil 1		[EUR 14] Tab. B	
	[a]	[Bq/g]	Pfad	[Bq/g]	Pfad	[Bq/g]	[Bq/g]	Nuklid	[Bq/g]	Nuklid	[Bq/g]
Th-232+	1,41E10	3,0E-2	RH	3,0E-1	RH	3E-2	0,01				
Th-234+	6,60E-2	1,4E2	WL	1,4E2	WL	1E2	100			Th-234 (b)	1E3
Pa-227+	7,28E-5	1,0E10		> 1E10	WL	1E10	1E10				
Pa-228	2,51E-3	> 1E10	WL	5,3E0	WL	5E0	10				
Pa-230	4,76E-2	4,3E2	WL	1,2E2	WL	1E2	100	Pa-230	10	Pa-230	1E1
Pa-231	3,28E4	1,2E-2	WL	1,6E-1	WL	1E-2	0,01			Pa-231	1E0
Pa-232	3,59E-3	2,1E8	WL	5,9E0	WL	6E0	10				
Pa-233	7,39E-2	1,5E1	WL	1,9E1	WL	2E1	10	Pa-233	10	Pa-233	1E2
Pa-234	7,73E-4	> 1E10	WL	2,8E1	WL	3E1	10				
Pa-234m	2,22E-6	1,0E10		3,4E2	SKIN	3E2	1000				
U-230+	5,69E-2	2,2E1	WL	9,0E0	WL	9E0	10	U-230	10	U-230	1E1
U-231	1,15E-2	1,4E7	WL	3,8E4	WL	4E4	1E5	U-231 (a)	100	U-231	1E2
U-232+	6,98E1	5,5E-2	WL	5,6E-1	Wat-C	6E-2	0,1	U-232 (a)	0,1	U-232 (b)	1E0
U-233	1,59E5	1,1E0	WL	4,9E0	Wat-A	1E0	1	U-233	1	U-233	1E1
U-234	2,46E5	1,2E0	WL	5,8E0	Wat-A	1E0	1			U-234	1E1
U-235+	7,04E8	5,4E-1	RH	5,5E0	RH	5E-1	1			U-235 (b)	1E1
U-236	2,37E7	1,2E0	WL	6,4E0	Wat-A	1E0	1	U-236	10	U-236	1E1
U-237	1,85E-2	1,3E3	WL	4,5E1	WL	5E1	100	U-237	100	U-237	1E2
U-238+	4,47E9	1,1E0	WL	6,4E0	Wat-A	1E0	1			U-238 (b)	1E1
U-239	4,46E-5	1,0E10		3,9E2	SKIN	4E2	1000	U-239	100	U-239	1E2
U-240+	1,61E-3	> 1E10	WL	3,4E1	WL	3E1	100	U-240 (a)	100	U-240	1E3
Np-232	2,79E-5	1,0E10		8,1E2	SKIN	8E2	1000				
Np-233	6,88E-5	1,0E10		> 1E10	WL	1E10	1E10				
Np-234	1,20E-2	7,3E2	WL	3,3E0	WL	3E0	10				
Np-235	1,08E0	8,7E1	RH	8,9E2	RH	9E1	100				
Np-236	1,52E5	8,0E-1	RH	8,2E0	RH	8E-1	1				
Np-236m	2,57E-3	> 1E10	WL	7,5E1	WL	7E1	100				
Np-237+	2,14E6	3,1E-1	WL	9,4E-1	Wat-A	3E-1	1	Np-237 (a)	1	Np-237 (b)	1E0
Np-238	5,80E-3	4,3E5	WL	6,7E0	WL	7E0	10				
Np-239	6,45E-3	8,0E5	WL	3,6E1	WL	4E1	100	Np-239	100	Np-239	1E2
Np-240	1,24E-4	> 1E10	WL	1,5E2	SKIN	2E2	100	Np-240	10	Np-240	1E1
Np-240m	1,41E-5	1,0E10		3,5E2	SKIN	4E2	1000				
Pu-234	1,00E-3	> 1E10	WL	3,0E2	WL	3E2	1000	Pu-234	100	Pu-234	1E2
Pu-235	4,81E-5	1,0E10		3,7E2	SKIN	4E2	1000	Pu-235	100	Pu-235	1E2
Pu-236	2,86E0	5,4E-1	WL	6,6E0	WL	5E-1	1	Pu-236	1	Pu-236	1E1
Pu-237	1,24E-1	4,5E1	WL	1,3E2	WL	5E1	100	Pu-237	100	Pu-237	1E3
Pu-238	8,77E1	2,7E-1	WL	3,5E0	WL	3E-1	0,1	Pu-238	0,1	Pu-238	1E0
Pu-239+	2,41E4	2,5E-1	WL	3,3E0	WL	3E-1	0,1	Pu-239	0,1	Pu-239	1E0
Pu-240	6,56E3	2,5E-1	WL	3,3E0	WL	3E-1	0,1	Pu-240	0,1	Pu-240	1E0
Pu-241	1,43E1	6,0E0	WL	5,9E1	Wat-A	6E0	10	Pu-241	10	Pu-241	1E2
Pu-242	3,74E5	2,6E-1	WL	3,4E0	WL	3E-1	0,1	Pu-242	0,1	Pu-242	1E0
Pu-243	5,65E-4	> 1E10	WL	4,1E2	SKIN	4E2	1000	Pu-243	1000	Pu-243	1E3
Pu-244+	8,00E7	1,6E-1	WL	2,2E0	RH	2E-1	0,1	Pu-244 (a)	0,1	Pu-244	1E0

Nuklid	T1/2	realist. Szenarien		low-prob. Szenarien		Min.	Gerundet	[EUR 14] Tab. A Teil 1		[EUR 14] Tab. B	
	[a]	[Bq/g]	Pfad	[Bq/g]	Pfad	[Bq/g]	[Bq/g]	Nuklid	[Bq/g]	Nuklid	[Bq/g]
Pu-245+	1,20E-3	> 1E10	WL	4,2E1	WL	4E1	100				
Pu-246+	2,97E-2	1,8E1	WL	3,1E0	WL	3E0	10				
Am-237	1,39E-4	> 1E10	WL	3,7E2	SKIN	4E2	1000				
Am-238	1,86E-4	> 1E10	WL	1,2E5	WL	1E5	1E5				
Am-239	1,36E-3	> 1E10	WL	1,6E3	SKIN	2E3	1000				
Am-240	5,80E-3	2,8E5	WL	4,4E0	WL	4E0	10				
Am-241	4,33E2	3,0E-1	WL	2,1E0	Wat-A	3E-1	0,1	Am-241	0,1	Am-241	1E0
Am-242	1,83E-3	> 1E10	WL	4,8E2	SKIN	5E2	1000	Am-242	1000	Am-242	1E3
Am-242m+	1,41E2	2,1E-1	WL	1,5E0	Wat-A	2E-1	0,1	Am-242m (a)	0,1	Am-242m (b)	1E0
Am-243+	7,36E3	2,3E-1	WL	2,1E0	Wat-A	2E-1	0,1	Am-243 (a)	0,1	Am-243 (b)	1E0
Am-244	1,15E-3	> 1E10	WL	2,1E1	WL	2E1	10				
Am-244m	4,94E-5	1,0E10		> 1E10	WL	1E10	1E10				
Am-245	2,34E-4	> 1E10	WL	3,4E2	SKIN	3E2	1000				
Am-246	7,42E-5	1,0E10		> 1E10	WL	1E10	1E10				
Am-246m	4,75E-5	1,0E10		> 1E10	WL	1E10	1E10				
Cm-238+	2,74E-4	> 1E10	WL	1,6E3	SKIN	2E3	1000				
Cm-240	7,39E-2	6,8E1	WL	4,4E1	WL	4E1	100				
Cm-241	8,98E-2	4,5E0	WL	7,8E0	WL	4E0	10				
Cm-242	4,46E-1	5,1E0	WL	2,9E1	WL	5E0	10	Cm-242	10	Cm-242	1E2
Cm-243	3,00E1	3,2E-1	WL	4,6E0	WL	3E-1	1	Cm-243	1	Cm-243	1E0
Cm-244	1,80E1	4,9E-1	WL	6,3E0	WL	5E-1	1	Cm-244	1	Cm-244	1E1
Cm-245	8,50E3	2,4E-1	WL	3,3E0	WL	2E-1	0,1	Cm-245	0,1	Cm-245	1E0
Cm-246	4,73E3	3,0E-1	WL	3,9E0	WL	3E-1	0,1	Cm-246	0,1	Cm-246	1E0
Cm-247+	1,60E7	1,9E-1	WL	2,4E0	RH	2E-1	0,1	Cm-247 (a)	0,1	Cm-247	1E0
Cm-248	3,40E5	8,4E-2	WL	1,1E0	WL	8E-2	0,1	Cm-248	0,1	Cm-248	1E0
Cm-249	1,22E-4	> 1E10	WL	3,5E2	SKIN	4E2	1000				
Cm-250+	8,00E3	1,4E-2	WL	1,9E-1	WL	1E-2	0,01				
Bk-245	1,35E-2	3,0E3	WL	2,5E1	WL	2E1	10				
Bk-246	4,93E-3	> 1E10	WL	3,7E2	SKIN	4E2	1000				
Bk-247	1,38E3	1,5E-1	WL	2,0E0	WL	1E-1	0,1				
Bk-249	8,76E-1	4,8E1	WL	4,5E2	WL	5E1	100	Bk-249	100	Bk-249	1E3
Bk-250	3,67E-4	> 1E10	WL	3,4E2	SKIN	3E2	1000				
Cf-244	3,69E-5	1,0E10		> 1E10	WL	1E10	1E10				
Cf-246	4,07E-3	4,2E9	WL	4,4E2	WL	4E2	1000	Cf-246	1000	Cf-246	1E3
Cf-248	9,13E-1	1,9E0	WL	1,6E1	WL	2E0	1	Cf-248	1	Cf-248	1E1
Cf-249	3,51E2	1,3E-1	WL	1,9E0	WL	1E-1	0,1	Cf-249	0,1	Cf-249	1E0
Cf-250	1,31E1	3,8E-1	WL	4,8E0	WL	4E-1	1	Cf-250	1	Cf-250	1E1
Cf-251	8,98E2	1,6E-1	WL	2,2E0	WL	2E-1	0,1	Cf-251	0,1	Cf-251	1E0
Cf-252	2,65E0	7,3E-1	WL	8,2E0	WL	7E-1	1	Cf-252	1	Cf-252	1E1
Cf-253+	4,88E-2	2,3E2	WL	6,8E1	WL	7E1	100	Cf-253	100	Cf-253	1E2
Cf-254	1,66E-1	1,9E0	WL	4,4E0	WL	2E0	1	Cf-254	1	Cf-254	1E0
Es-250	9,81E-4	> 1E10	WL	3,4E2	SKIN	3E2	1000				

Nuklid	T1/2	realist. Szenarien		low-prob. Szenarien		Min.	Gerundet	[EUR 14] Tab. A Teil 1		[EUR 14] Tab. B	
	[a]	[Bq/g]	Pfad	[Bq/g]	Pfad	[Bq/g]	[Bq/g]	Nuklid	[Bq/g]	Nuklid	[Bq/g]
Es-251	3,76E-3	> 1E10	WL	5,3E4	WL	5E4	1E5				
Es-253	5,60E-2	1,4E2	WL	5,5E1	WL	5E1	100	Es-253	100	Es-253	1E2
Es-254+	7,55E-1	1,5E-1	RH	1,5E0	RH	1E-1	0,1	Es-254 (a)	0,1	Es-254	1E1
Es-254m+	4,48E-3	6,9E8	WL	3,1E2	WL	3E2	1000	Es-254m (a)	10	Es-254m	1E2
Fm-252	2,90E-3	> 1E10	WL	7,2E2	WL	7E2	1000				
Fm-253	8,21E-3	1,5E6	WL	2,9E2	WL	3E2	100				
Fm-254	3,70E-4	> 1E10	WL	2,6E5	WL	3E5	1E5	Fm-254	10000	Fm-254	1E4
Fm-255	2,29E-3	> 1E10	WL	8,6E2	WL	9E2	1000	Fm-255	100	Fm-255	1E3
Fm-257	2,75E-1	2,5E0	WL	1,2E1	WL	3E0	1				
Md-257	6,30E-4	> 1E10	WL	6,4E4	WL	6E4	1E5				
Md-258	1,41E-1	4,8E0	WL	1,2E1	WL	5E0	10				

(a) Mutternuklid, bei dem der Dosisbeitrag durch Tochternuklide berücksichtigt wurde

(b) Mutternuklid, bei dem der Dosisbeitrag durch Tochternuklide berücksichtigt wurde

(1) Kaliumsalze in Mengen von weniger als 1 000 kg sind freigestellt

Die folgende Tabelle 2.6 stellt den Vergleich der berechneten Werte (erste drei Spalten) den gegenwärtigen Einträgen der Anl. III Tab. 1 StrlSchV gegenüber. Hierbei erfolgt der Vergleich mit den Werten der massenbezogenen Freigrenzen gem. Anl. III Tab. 1 Sp. 3 und Sp. 5 StrlSchV. Daneben werden auch die hier verwendeten Halbwertszeiten und die Einträge in Anl. III Tab. 1 Sp. 11 StrlSchV gegenübergestellt, da diese Spalte aus Anl. III Tab. 1 StrlSchV an einigen wenigen Stellen Einträge enthält, die mittlerweile anpassungsbedürftig sind. Eine Markierung in der 4. und 5. Spalte zeigt an, ob das betreffende Nuklid in Tab. A bzw. in Tab. B aus Anh. VII der EU-Grundnormen von 2013 enthalten ist.

Eine Markierung in der letzten Spalten von Tabelle 2.6 weist auf Abweichungen bzgl. der Halbwertszeit und/oder der Nuklidbezeichnung hin. Als Abweichung in der Halbwertszeit wurde ein Unterschied von mindestens 2 Einheiten in der letzten angegebenen Stelle gekennzeichnet. Diese Unterschiede sind in den allermeisten Fällen für die praktische Berechnung der Freigrenzen und Freigabewerte völlig unerheblich, könnten aber angesichts der ohnehin demnächst durchzuführenden Anpassung der betreffenden Tabellen in einer Neufassung der Strahlenschutzverordnung angepasst werden.

Tabelle 2.6: Vergleich der aktuellen Berechnungen mit den bisherigen Freigrenzen nach Anl. III Tab. 1 Sp. 3 und Sp. 5 StrlSchV

aktuelle Berechnungen			[EUR 14] Anh. VII		Anl. III Tab. 1 StrlSchV				Abwehig. bei HWZ/ Bezeichnung.
Nuklid	T1/2 [a]	[Bq/g]	Tab. A	Tab. B	Nuklid	T1/2 [a]	Sp. 3 [Bq/g]	Sp. 5 [Bq/g]	
H-3	1,23E+01	100	x	x	H-3	1,23E+01	1000000	1000	
Be-7	1,46E-01	10	x	x	Be-7	1,46E-01	1000	30	
Be-10	1,60E+06	100			Be-10	1,60E+06	10000		
C-11	3,87E-05	1000			C-11	3,88E-05	10		
C-14	5,70E+03	1	x	x	C-14	5,70E+03	10000	80	
N-13	1,90E-05	1E10			N-13	<1,90E-05	100		x
O-15	3,88E-06	1E10		x	O-15	<1,90E-05	100		x
F-18	2,09E-04	1000	x	x	F-18	2,09E-04	10	10	
Na-22	2,60E+00	0,1	x	x	Na-22	2,60E+00	10	0,1	

aktuelle Berechnungen			[EUR 14] Anh. VII		Anl. III Tab. 1 StrlSchV				Abweichg. bei HWZ/ Be- zeichnung.
Nuklid	T1/2 [a]	[Bq/g]	Tab. A	Tab. . B	Nuklid	T1/2 [a]	Sp. 3 [Bq/g]	Sp. 5 [Bq/g]	
Na-24	1,71E-03	1	x	x	Na-24	1,71E-03	10	10	
Mg-28+	2,38E-03	1			Mg-28+	2,38E-03	10		
Al-26	7,17E+05	0,01			Al-26	7,20E+05	10		x
Si-31	2,99E-04	1000	x	x	Si-31	2,97E-04	1000	1000	x
Si-32+	1,32E+02	100			Si-32	1,01E+02	1000	400	x
P-30	4,75E-06	1E10							
P-32	3,91E-02	1000	x	x	P-32	3,92E-02	1000	20	
P-33	6,95E-02	1000	x	x	P-33	6,93E-02	100000	200	
S-35	2,39E-01	100	x	x	S-35	2,40E-01	100000	60	
Cl-36	3,01E+05	1	x	x	Cl-36	3,00E+05	10000	0,3	
Cl-38	7,07E-05	1E10	x	x	Cl-38	7,07E-05	10	10	
Cl-39	1,06E-04	1E8			Cl-39	1,06E-04	10		
K-38	1,45E-05	1E10							
K-40	1,26E+09	1		x	K-40*)	1,30E+09	100		x
K-42	1,41E-03	100	x	x	K-42	1,41E-03	100	100	
K-43	2,53E-03	10	x	x	K-43	2,53E-03	10	10	
K-44	4,21E-05	1E10			K-44	4,22E-05	10		
K-45	3,29E-05	1E10			K-45	3,38E-05	10		x
Ca-41	1,03E+05	100			Ca-41	1,00E+05	100000	20	x
Ca-45+	4,46E-01	100	x	x	Ca-45	4,46E-01	10000	70	
Ca-47	1,24E-02	10	x	x	Ca-47+	1,23E-02	10	10	
Sc-43	4,44E-04	100			Sc-43	4,45E-04	10		
Sc-44	4,53E-04	100			Sc-44m	4,45E-04	100		x
Sc-44m+	6,69E-03	1			Sc-44	6,57E-03	10		x
Sc-46	2,29E-01	0,1	x	x	Sc-46	2,29E-01	10	0,3	
Sc-47	9,17E-03	100	x	x	Sc-47	9,31E-03	100	100	
Sc-48	4,98E-03	1	x	x	Sc-48	4,99E-03	10	10	
Sc-49	1,09E-04	> 1E10			Sc-49	1,09E-04	1000		
Ti-44+	6,00E+01	0,1			Ti-44+	4,73E+01	10		x
Ti-45	3,51E-04	1000			Ti-45	3,54E-04	10		x
V-47	6,20E-05	1E10			V-47	6,20E-05	10		
V-48	4,37E-02	1	x	x	V-48	4,38E-02	10	1	
V-49	9,04E-01	10000			V-49	9,03E-01	10000		
Cr-48	2,46E-03	10			Cr-48	2,46E-03	100		
Cr-49	7,97E-05	1E10			Cr-49	7,99E-05	10		x
Cr-51	7,58E-02	100	x	x	Cr-51	7,58E-02	1000	100	
Mn-51	8,78E-05	1E10	x	x	Mn-51	8,78E-05	10	10	
Mn-52	1,53E-02	1	x	x	Mn-52	1,53E-02	10	10	
Mn-52m	4,03E-05	1E10	x	x	Mn-52m	3,99E-05	10	10	x
Mn-53	3,68E+06	100	x	x	Mn-53	3,70E+06	10000	60	x
Mn-54	8,55E-01	0,1	x	x	Mn-54	8,55E-01	10	0,4	
Mn-56	2,95E-04	1000	x	x	Mn-56	2,97E-04	10	10	x

aktuelle Berechnungen			[EUR 14] Anh. VII		Anl. III Tab. 1 StrlSchV				Abweichg. bei HWZ/ Be- zeichng.
Nuklid	T1/2 [a]	[Bq/g]	Tab. A	Tab. . B	Nuklid	T1/2 [a]	Sp. 3 [Bq/g]	Sp. 5 [Bq/g]	
Fe-52+	9,44E-04	10	x	x	Fe-52	9,47E-04	10	10	x
Fe-55	2,74E+00	1000	x	x	Fe-55	2,70E+00	10000	200	x
Fe-59	1,22E-01	1	x	x	Fe-59	1,23E-01	10	1	
Fe-60+	1,50E+06	10			Fe-60+	1,00E+05	100		x
Co-55	2,00E-03	10	x	x	Co-55	2,00E-03	10	10	
Co-56	2,12E-01	0,1	x	x	Co-56	2,16E-01	10	0,2	x
Co-57	7,44E-01	1	x	x	Co-57	7,43E-01	100	20	
Co-58	1,94E-01	1	x	x	Co-58	1,94E-01	10	0,9	
Co-58m	1,02E-03	10000	x	x	Co-58m	1,02E-03	10000	10000	
Co-60	5,27E+00	0,1	x	x	Co-60	5,30E+00	10	0,1	x
Co-60m	1,99E-05	1000	x	x	Co-60m	2,00E-05	1000	1000	
Co-61	1,88E-04	1000	x	x	Co-61	1,94E-04	100	100	x
Co-62m+	2,64E-05	1E10	x	x	Co-62m	2,66E-05	10	10	x
Ni-56	1,66E-02	10			Ni-56	1,67E-02	10		
Ni-57	4,10E-03	1			Ni-57	4,11E-03	10		
Ni-59	7,60E+04	100	x	x	Ni-59	7,50E+04	10000	300	x
Ni-63	1,01E+02	100	x	x	Ni-63	1,00E+02	100000	300	
Ni-65	2,87E-04	1000	x	x	Ni-65	2,85E-04	10	10	x
Ni-66+	6,21E-03	100			Ni-66	6,23E-03	10000		x
Cu-60	4,51E-05	1E10			Cu-60	4,37E-05	10		x
Cu-61	3,80E-04	1000			Cu-61	3,88E-04	10		x
Cu-64	1,45E-03	100	x	x	Cu-64	1,45E-03	100	100	
Cu-67	7,06E-03	100			Cu-67	7,06E-03	100		
Zn-62+	1,06E-03	10			Zn-62	1,04E-03	100		x
Zn-63	7,30E-05	1E10			Zn-63	7,24E-05	10		x
Zn-65	6,68E-01	0,1	x	x	Zn-65	6,68E-01	10	0,5	
Zn-69	1,07E-04	> 1E10	x	x	Zn-69	1,06E-04	10000	10000	
Zn-69m+	1,57E-03	10	x	x	Zn-69m+	1,57E-03	100	100	
Zn-71m	4,52E-04	100			Zn-71m	4,45E-04	10		x
Zn-72+	5,30E-03	1			Zn-72	5,30E-03	100		
Ga-65	2,89E-05	1E10			Ga-65	2,85E-05	10		x
Ga-66	1,08E-03	10			Ga-66	1,07E-03	10		
Ga-67	8,93E-03	100			Ga-67	8,93E-03	100		
Ga-68	1,29E-04	1000			Ga-68	1,30E-04	10		
Ga-70	4,02E-05	1E10			Ga-70	4,03E-05	1000		
Ga-72	1,61E-03	10	x	x	Ga-72	1,61E-03	10	10	
Ga-73+	5,54E-04	1000			Ga-73	5,59E-04	100		x
Ge-66	2,58E-04	1000			Ge-66	2,62E-04	10		x
Ge-67	3,59E-05	1E10			Ge-67	3,56E-05	10		
Ge-68+	7,42E-01	0,1			Ge-68+	7,41E-01	10		
Ge-69	4,45E-03	10			Ge-69	4,45E-03	10		
Ge-71	3,13E-02	1E6	x	x	Ge-71	3,07E-02	10000	4000	x

aktuelle Berechnungen			[EUR 14] Anh. VII		Anl. III Tab. 1 StrlSchV				Abweich. bei HWZ/ Be- zeichnung.
Nuklid	T1/2 [a]	[Bq/g]	Tab. A	Tab. . B	Nuklid	T1/2 [a]	Sp. 3 [Bq/g]	Sp. 5 [Bq/g]	
Ge-75	1,57E-04	1000			Ge-75	1,58E-04	1000		
Ge-77	1,29E-03	10			Ge-77	1,29E-03	10		
Ge-78	1,67E-04	1000			Ge-78	1,67E-04	100		
As-69	2,90E-05	1E10			As-69	2,87E-05	10		x
As-70	1,00E-04	1E8			As-70	1,01E-04	10		
As-71	7,45E-03	10			As-71	7,30E-03	10		x
As-72	2,97E-03	10			As-72	2,97E-03	10		
As-73+	2,20E-01	1000	x	x	As-73	2,20E-01	1000	100	
As-74	4,87E-02	10	x	x	As-74	4,87E-02	10	3	
As-76	2,99E-03	10	x	x	As-76	3,01E-03	100	100	x
As-77	4,43E-03	1000	x	x	As-77	4,43E-03	1000	1000	
As-78	1,72E-04	100			As-78	1,71E-04	10		
Se-70	7,81E-05	1E10			Se-70	7,81E-05	10		
Se-73	8,16E-04	100			Se-73	8,10E-04	10		x
Se-73m	7,57E-05	1000			Se-73m	7,42E-05	100		x
Se-75	3,28E-01	1	x	x	Se-75	3,29E-01	100	3	
Se-79	3,77E+05	0,1			Se-79	6,50E+04	10000		x
Se-81	3,50E-05	1E10			Se-81	3,42E-05	1000		x
Se-81m+	1,09E-04	1E10			Se-81m	1,09E-04	1000		
Se-83	4,24E-05	1E10			Se-83	4,26E-05	10		x
Br-74	4,83E-05	1E10			Br-74	4,81E-05	10		x
Br-74m	8,75E-05	1E10			Br-74m	7,89E-05	10		x
Br-75	1,84E-04	1000			Br-75	1,83E-04	10		
Br-76	1,85E-03	10			Br-76	1,83E-03	10		x
Br-77	6,51E-03	10			Br-77	6,50E-03	100		
Br-80	3,35E-05	1E10			Br-80	3,35E-05	100		
Br-80m+	5,03E-04	1000			Br-80m	5,02E-04	1000		
Br-82	4,03E-03	1	x	x	Br-82	4,03E-03	10	10	
Br-83+	2,74E-04	1000			Br-83	2,74E-04	1000		
Br-84	6,05E-05	100			Br-84	6,05E-05	10		
Rb-79	4,35E-05	1E10			Rb-79	4,37E-05	10		x
Rb-81+	5,22E-04	1000			Rb-81	5,25E-04	10		x
Rb-81m	5,75E-05	1E10			Rb-81m	5,76E-05	1000		
Rb-82m	7,38E-04	10			Rb-82m	7,19E-04	10		x
Rb-83+	2,36E-01	1			Rb-83+	2,36E-01	100		
Rb-84	9,17E-02	1			Rb-84	8,98E-02	10		x
Rb-86	5,10E-02	100	x	x	Rb-86	5,12E-02	100	20	
Rb-87	4,81E+10	10			Rb-87*)	4,80E+10	10000		
Rb-88	3,38E-05	1000			Rb-88	3,38E-05	10		
Rb-89	2,93E-05	1E10			Rb-89	2,89E-05	10		x
Sr-80+	2,02E-04	1000			Sr-80	2,05E-04	1000		x
Sr-81	4,24E-05	1E10			Sr-81	4,22E-05	10		x

aktuelle Berechnungen			[EUR 14] Anh. VII		Anl. III Tab. 1 StrlSchV				Abweich. bei HWZ/ Be- zeichnung.
Nuklid	T1/2 [a]	[Bq/g]	Tab. A	Tab. . B	Nuklid	T1/2 [a]	Sp. 3 [Bq/g]	Sp. 5 [Bq/g]	
Sr-82+	7,00E-02	1			Sr-82+	6,98E-02	10		x
Sr-83	3,70E-03	10			Sr-83	3,70E-03	10		
Sr-85	1,78E-01	1	x	x	Sr-85	1,78E-01	100	1	
Sr-85m	1,29E-04	1E8	x	x	Sr-85m	1,29E-04	100	100	
Sr-87m	3,21E-04	10000	x	x	Sr-87m	3,19E-04	100	100	x
Sr-89+	1,38E-01	1000	x	x	Sr-89	1,38E-01	1000	20	
Sr-90+	2,88E+01	1	x	x	Sr-90+	2,85E+01	100	0,6	x
Sr-91+	1,10E-03	10	x	x	Sr-91	1,08E-03	10	10	x
Sr-92	3,09E-04	1000	x	x	Sr-92	3,08E-04	10	10	
Y-86	1,68E-03	1			Y-86	1,68E-03	10		
Y-86m	9,13E-05	1E10			Y-86m	9,13E-05	100		
Y-87+	9,10E-03	10			Y-87+	9,16E-03	10		x
Y-88	2,92E-01	0,1			Y-88	2,92E-01	10		
Y-90	7,31E-03	1000	x	x	Y-90	7,31E-03	1000	1000	
Y-90m	3,64E-04	1000							x
Y-91	1,60E-01	100	x	x	Y-91	1,60E-01	1000	20	
Y-91m	9,45E-05	1E10	x	x	Y-91m	9,45E-05	100	100	
Y-92	4,04E-04	100	x	x	Y-92	3,99E-04	100	100	x
Y-93	1,16E-03	100	x	x	Y-93	1,15E-03	100	100	
Y-94	3,56E-05	1E10			Y-94	3,56E-05	10		
Y-95	1,96E-05	1E10			Y-95	1,96E-05	10		
Zr-86+	1,88E-03	10			Zr-86	1,88E-03	100		
Zr-88	2,27E-01	1			Zr-88	2,28E-01	100		
Zr-89+	8,94E-03	10			Zr-89	8,94E-03	10		
Zr-93	1,53E+06	10	x	x	Zr-93+	1,50E+06	1000	10	x
Zr-95+	1,75E-01	1	x	x	Zr-95	1,75E-01	10	0,5	
Zr-97+	1,91E-03	10	x	x	Zr-97+	1,92E-03	10	10	
Nb-88	2,76E-05	100			Nb-88	2,72E-05	10		x
Nb-89	2,32E-04	1000			Nb-89	2,28E-04	10		x
Nb-89m	1,25E-04	100							x
Nb-90+	1,67E-03	10			Nb-90	1,67E-03	10		
Nb-91	6,80E+02	100							x
Nb-91m	1,67E-01	10							x
Nb-92m	2,78E-02	10							x
Nb-93m	1,61E+01	10	x	x	Nb-93m	1,61E+01	10000	400	
Nb-94	2,00E+04	0,1	x	x	Nb-94	2,00E+04	10	0,2	
Nb-95	9,58E-02	1	x	x	Nb-95	9,58E-02	10	2	
Nb-95m	9,88E-03	100							x
Nb-96	2,66E-03	1							x
Nb-97	1,37E-04	1000	x	x	Nb-97	1,41E-04	10	10	x
Nb-97m	1,67E-06	10000							x
Nb-98m	9,75E-05	1E9			Nb-98	9,70E-05	10	10	x

aktuelle Berechnungen			[EUR 14] Anh. VII		Anl. III Tab. 1 StrlSchV				Abweichg. bei HWZ/ Be- zeichnung.
Nuklid	T1/2 [a]	[Bq/g]	Tab. A	Tab. . B	Nuklid	T1/2 [a]	Sp. 3 [Bq/g]	Sp. 5 [Bq/g]	
Mo-90+	6,34E-04	1000	x	x	Mo-90	6,50E-04	10	10	x
Mo-93	4,00E+03	10	x	x	Mo-93	3,50E+03	1000	4	x
Mo-93m	7,81E-04	10							x
Mo-99+	7,52E-03	10	x	x	Mo-99	7,53E-03	100	100	
Mo-101+	2,78E-05	1E10	x	x	Mo-101	2,78E-05	10		
Tc-93	3,14E-04	1000			Tc-93	3,08E-04	10		x
Tc-93m	8,27E-05	1000			Tc-93m	8,27E-05	10		
Tc-94	5,57E-04	100			Tc-94	5,59E-04	10		x
Tc-94m	9,89E-05	1E9			Tc-94m	1,01E-04	10		x
Tc-95	2,28E-03	10			Tc-95	2,28E-03	10		
Tc-95m+	1,67E-01	1			Tc-95m+	1,64E-01	10		x
Tc-96	1,17E-02	1	x	x	Tc-96	1,18E-02	10	10	
Tc-96m	9,79E-05	> 1E10	x	x	Tc-96m	9,89E-05	1000	1000	x
Tc-97	2,60E+06	10	x	x	Tc-97	4,00E+06	1000	6	x
Tc-97m	2,47E-01	100	x	x	Tc-97m	2,52E-01	1000	80	x
Tc-98	4,20E+06	0,1							x
Tc-99	2,14E+05	1	x	x	Tc-99	2,10E+05	10000	0,6	x
Tc-99m	6,86E-04	1000	x	x	Tc-99m	6,84E-04	100	100	x
Tc-101	2,70E-05	1E10			Tc-101	2,70E-05	100		
Tc-104	3,48E-05	1E10			Tc-104	3,46E-05	10		x
Ru-94	9,85E-05	1E9			Ru-94	9,85E-05	100		
Ru-97	7,94E-03	10	x	x	Ru-97	7,94E-03	100	100	
Ru-103+	1,07E-01	1	x	x	Ru-103+	1,08E-01	100	4	
Ru-105+	5,07E-04	100	x	x	Ru-105	5,02E-04	10	10	x
Ru-106+	1,02E+00	0,1	x	x	Ru-106+	1,02E+00	100	1	
Rh-99	4,41E-02	1000			Rh-99m	4,38E-02	10		x
Rh-99m	5,36E-04	1000			Rh-99	5,36E-04	10		
Rh-100	2,37E-03	1			Rh-100	2,37E-03	10		
Rh-101	3,20E+00	1			Rh-101	3,30E+00	100		x
Rh-101m	1,19E-02	10			Rh-101m	1,20E-02	100		
Rh-102	2,90E+00	0,1			Rh-102m	2,90E+00	100		
Rh-102m	5,69E-01	1			Rh-102	5,64E-01	10		x
Rh-103m	1,07E-04	> 1E10	x	x	Rh-103m	1,07E-04	10000	10000	
Rh-105	4,03E-03	100	x	x	Rh-105	4,05E-03	100	100	x
Rh-106	9,51E-07	1000							x
Rh-106m	2,51E-04	1000			Rh-106m	2,51E-04	10		
Rh-107	4,13E-05	1E10			Rh-107	4,13E-05	100		
Pd-100+	9,94E-03	1			Pd-100	1,01E-02	100		x
Pd-101	9,66E-04	100			Pd-101	9,70E-04	100		x
Pd-103+	4,65E-02	10000	x	x	Pd-103+	4,65E-02	1000	300	
Pd-107	6,50E+06	1000			Pd-107	6,50E+06	100000		
Pd-109+	1,56E-03	1000	x	x	Pd-109	1,53E-03	1000	1000	x

aktuelle Berechnungen			[EUR 14] Anh. VII		Anl. III Tab. 1 StrlSchV				Abweh- bei HWZ/ Be- zeichng.
Nuklid	T1/2 [a]	[Bq/g]	Tab. A	Tab. . B	Nuklid	T1/2 [a]	Sp. 3 [Bq/g]	Sp. 5 [Bq/g]	
Ag-102	2,45E-05	1000			Ag-102	2,47E-05	10		x
Ag-103	1,25E-04	1000			Ag-103	1,25E-04	10		
Ag-104	1,32E-04	100			Ag-104	1,32E-04	10		
Ag-104m	6,37E-05	1E10			Ag-104m	6,37E-05	10		
Ag-105	1,13E-01	1	x	x	Ag-105	1,13E-01	100	4	
Ag-106	4,56E-05	1000			Ag-106	4,56E-05	10		
Ag-106m	2,32E-02	1			Ag-106m	2,27E-02	10		x
Ag-108	4,56E-06	1000							x
Ag-108m+	4,18E+02	0,1		x	Ag-108m+	1,27E+02	10	0,2	x
Ag-109m	1,26E-06	1E10							x
Ag-110	7,78E-07	1000							x
Ag-110m+	6,84E-01	0,1	x	x	Ag-110m	6,84E-01	10		
Ag-111	2,04E-02	100	x	x	Ag-111	2,05E-02	1000	40	
Ag-112	3,57E-04	100			Ag-112	3,54E-04	10		x
Ag-115	3,80E-05	1E10			Ag-115	3,80E-05	10		
Cd-104+	1,10E-04	> 1E10			Cd-104	1,10E-04	100		
Cd-107+	7,44E-04	10000			Cd-107	7,42E-04	1000		x
Cd-109+	1,27E+00	1	x	x	Cd-109+	1,24E+00	10000	20	x
Cd-113	7,70E+15	0,1			Cd-113*)	9,00E+15	1000		x
Cd-113m+	1,41E+01	0,1			Cd-113m	1,46E+01	1000		x
Cd-115+	6,10E-03	10	x	x	Cd-115	6,09E-03	100	100	
Cd-115m+	1,22E-01	100	x	x	Cd-115m	1,23E-01	1000		
Cd-117+	2,84E-04	1000			Cd-117	2,74E-04	10		x
Cd-117m+	3,83E-04	100			Cd-117m	3,76E-04	10		x
In-109	4,79E-04	1000			In-109	4,79E-04	10		
In-110	5,59E-04	100							x
In-110m	1,31E-04	1000			In-110	1,31E-04	10		
In-111+	7,68E-03	10	x	x	In-111	7,67E-03	100	100	
In-112	2,79E-05	1E10			In-112	2,74E-05	100		x
In-113m	1,89E-04	1E6	x	x	In-113m	1,89E-04	100	100	
In-114	2,28E-06	1E10			In-114	<1,90E-05	1000		x
In-114m+	1,37E-01	10	x	x	In-114m+	1,36E-01	100	10	
In-115	4,41E+14	10			In-115*)	4,00E+14	100		x
In-115m	5,12E-04	100	x	x	In-115m	5,13E-04	100	100	
In-116m	1,04E-04	1E8			In-116m	1,03E-04	10		
In-117	8,21E-05	> 1E10			In-117	8,19E-05	10		x
In-117m+	2,21E-04	1000			In-117m	2,17E-04	100		x
In-119m+	3,42E-05	1E10			In-119m	3,42E-05	100		
Sn-110+	4,68E-04	100			Sn-110	4,56E-04	100		x

aktuelle Berechnungen			[EUR 14] Anh. VII		Anl. III Tab. 1 StrlSchV				Abweichg. bei HWZ/ Be- zeichnung.
Nuklid	T1/2 [a]	[Bq/g]	Tab. A	Tab. . B	Nuklid	T1/2 [a]	Sp. 3 [Bq/g]	Sp. 5 [Bq/g]	
Sn-111	6,71E-05	1E10			Sn-111	6,71E-05	100		
Sn-113+	3,15E-01	1	x	x	Sn-113	3,15E-01	1000		
Sn-117m	3,72E-02	100			Sn-117m	3,72E-02	100		
Sn-119m	8,02E-01	10			Sn-119m	8,02E-01	1000		
Sn-121	3,08E-03	1000			Sn-121	3,08E-03	100000		
Sn-121m+	5,50E+01	1			Sn-121m+	5,00E+01	1000		
Sn-123	3,54E-01	100			Sn-123	3,54E-01	1000		
Sn-123m	7,62E-05	1E10			Sn-123m	7,62E-05	100		
Sn-125	2,64E-02	10	x	x	Sn-125	2,63E-02	100	8	
Sn-126+	2,30E+05	0,1			Sn-126+	1,00E+05	10		x
Sn-127	2,40E-04	1000			Sn-127	2,40E-04	10		
Sn-128	1,12E-04	1E8			Sn-128	1,12E-04	10		
Sb-115	6,10E-05	1E10			Sb-115	6,10E-05	10		
Sb-116	3,00E-05	1E10			Sb-116	3,04E-05	10		
Sb-116m	1,15E-04	1000			Sb-116m	1,14E-04	10		
Sb-117	3,19E-04	10000			Sb-117	3,19E-04	100		
Sb-118m	5,70E-04	100			Sb-118m	5,70E-04	10		
Sb-119	4,37E-03	1E5			Sb-119	4,39E-03	1000		x
Sb-120	3,02E-05	1E10							x
Sb-120m	1,58E-02	1			Sb-120m	1,59E-02	10		
Sb-122	7,39E-03	10	x	x	Sb-122	7,39E-03	100	100	
Sb-124	1,65E-01	1	x	x	Sb-124	1,65E-01	10	0,5	
Sb-124m	2,95E-06	1E10							x
Sb-125+	2,76E+00	0,1	x	x	Sb-125+	2,80E+00	100	0,8	x
Sb-126	3,40E-02	1			Sb-126	3,39E-02	10		
Sb-126m	3,63E-05	1000			Sb-126m	3,61E-05	10		x
Sb-127+	1,05E-02	10			Sb-127	1,07E-02	10		x
Sb-128	1,03E-03	10			Sb-128m	1,03E-03	10		
Sb-128m	1,98E-05	1E10							x
Sb-129+	4,97E-04	100			Sb-129	4,91E-04	10		x
Sb-130	7,51E-05	1E10			Sb-130	7,61E-05	10		x
Sb-131	4,38E-05	1E10			Sb-131	4,37E-05	10		
Te-116+	2,84E-04	1000			Te-116	2,85E-04	100		
Te-119m	1,29E-02	1							x
Te-121	5,25E-02	10			Te-121	4,60E-02	10		x
Te-121m	4,22E-01	1			Te-121m	4,22E-01	100		
Te-123	9,20E+16	0,1			Te-123*)	1,20E+13	1000		x
Te-123m	3,27E-01	1	x	x	Te-123m	3,28E-01	100	10	
Te-125m	1,57E-01	1000	x	x	Te-125m	1,57E-01	1000	60	
Te-127	1,07E-03	1000	x	x	Te-127	1,07E-03	1000	1000	
Te-127m+	2,98E-01	10	x	x	Te-127m+	2,98E-01	1000	20	
Te-129	1,32E-04	1E6	x	x	Te-129	1,32E-04	100	100	

aktuelle Berechnungen			[EUR 14] Anh. VII		Anl. III Tab. 1 StrlSchV				Abweich. bei HWZ/ Be- zeichnung.
Nuklid	T1/2 [a]	[Bq/g]	Tab. A	Tab. B	Nuklid	T1/2 [a]	Sp. 3 [Bq/g]	Sp. 5 [Bq/g]	
Te-129m+	9,20E-02	10	x	x	Te-129m+	9,20E-02	1000	20	
Te-131	4,75E-05	100	x	x	Te-131	4,75E-05	100	100	
Te-131m+	3,42E-03	10	x	x	Te-131m	3,42E-03	10		
Te-132+	8,77E-03	1	x	x	Te-132	8,70E-03	100	100	x
Te-133	2,37E-05	1E10	x	x	Te-133	2,38E-05	10	10	
Te-133m+	1,05E-04	1E8	x	x	Te-133m	1,05E-04	10		
Te-134	7,95E-05	1E10	x	x	Te-134	7,95E-05	10	10	
I-120	1,55E-04	1000			I-120	1,60E-04	10		x
I-120m	1,01E-04	100			I-120m	1,01E-04	10		
I-121	2,42E-04	1000			I-121	2,40E-04	100		x
I-123	1,51E-03	100	x	x	I-123	1,51E-03	100	100	
I-124	1,14E-02	10			I-124	1,15E-02	10		
I-125	1,63E-01	100	x	x	I-125	1,63E-01	1000	3	
I-126	3,55E-02	10	x	x	I-126	3,56E-02	100	2	
I-128	4,75E-05	1E10			I-128	4,75E-05	100		
I-129	1,61E+07	0,01	x	x	I-129	1,60E+07	100	0,06	
I-130	1,41E-03	10	x	x	I-130	1,41E-03	10	10	
I-131	2,20E-02	10	x	x	I-131	2,19E-02	100	2	
I-132	2,62E-04	1000	x	x	I-132	2,62E-04	10	10	
I-132m	1,58E-04	100			I-132m	1,59E-04	100		
I-133	2,37E-03	10	x	x	I-133	2,37E-03	10		
I-134	9,98E-05	1000	x	x	I-134	9,89E-05	10	10	
I-135+	7,50E-04	10	x	x	I-135+	7,53E-04	10	10	x
Cs-125	8,88E-05	1E10			Cs-125	8,56E-05	10		x
Cs-127	7,13E-04	100			Cs-127	7,19E-04	100		x
Cs-129	3,67E-03	10	x	x	Cs-129	3,66E-03	100	100	
Cs-130	5,55E-05	1E10			Cs-130	5,55E-05	100		
Cs-131	2,65E-02	10000	x	x	Cs-131	2,74E-02	1000	900	x
Cs-132	1,79E-02	10	x	x	Cs-132	1,78E-02	10	10	
Cs-134	2,07E+00	0,1	x	x	Cs-134	2,10E+00	10	0,2	x
Cs-134m	3,32E-04	1000	x	x	Cs-134m	3,31E-04	1000	1000	
Cs-135	2,30E+06	100	x	x	Cs-135	2,00E+06	10000	20	x
Cs-135m	1,01E-04	1E9							x
Cs-136	3,57E-02	1	x	x	Cs-136	3,61E-02	10	1	x
Cs-137+	3,00E+01	0,1	x	x	Cs-137+	3,02E+01	10	0,5	x
Cs-138	6,35E-05	1E10	x	x	Cs-138	6,12E-05	10	10	x
Ba-126+	1,90E-04	1E5			Ba-126	1,90E-04	100		
Ba-128+	6,65E-03	10			Ba-128	6,57E-03	100		x
Ba-131	3,16E-02	10	x	x	Ba-131+	3,15E-02	100	10	
Ba-131m	2,78E-05	1E10			Ba-131m	2,76E-05	100		x
Ba-133	1,05E+01	0,1			Ba-133	1,05E+01	100	1	
Ba-133m	4,36E-03	100			Ba-133m	4,44E-03	100		x

aktuelle Berechnungen			[EUR 14] Anh. VII		Anl. III Tab. 1 StrlSchV				Abweich. bei HWZ/ Be- zeichnung.
Nuklid	T1/2 [a]	[Bq/g]	Tab. A	Tab. . B	Nuklid	T1/2 [a]	Sp. 3 [Bq/g]	Sp. 5 [Bq/g]	
Ba-135m	3,27E-03	100			Ba-135m	3,27E-03	100		
Ba-137m	4,85E-06	1E10			Ba-137m	4,94E-06	10		x
Ba-139	1,58E-04	1000			Ba-139	1,58E-04	100		
Ba-140	3,49E-02	1	x	x	Ba-140+	3,50E-02	10	2	
Ba-141	3,47E-05	1E10			Ba-141	3,48E-05	10		
Ba-142	2,02E-05	1E10			Ba-142	2,03E-05	10		
La-131	1,12E-04	1E8			La-131	1,12E-04	10		
La-132	5,48E-04	100			La-132	5,48E-04	10		
La-135	2,22E-03	1000			La-135	2,21E-03	1000		
La-137	6,00E+04	100			La-137	6,00E+04	1000		
La-138	1,02E+11	0,1			La-138*)	1,00E+11	10		x
La-140	4,60E-03	1	x	x	La-140	4,60E-03	10	10	
La-141	4,47E-04	1000			La-141	4,45E-04	100		x
La-142	1,73E-04	1000			La-142	1,76E-04	10		x
La-143	2,69E-05	1E10			La-143	2,70E-05	100		
Ce-134+	8,65E-03	10			Ce-134	8,66E-03	1000		
Ce-135	2,02E-03	10			Ce-135	2,03E-03	10		
Ce-137	1,03E-03	1000			Ce-137	1,03E-03	1000		
Ce-137m+	3,92E-03	100			Ce-137m	3,92E-03	1000		
Ce-139	3,77E-01	1	x	x	Ce-139	3,77E-01	100	9	
Ce-141	8,90E-02	100	x	x	Ce-141	8,90E-02	100	70	
Ce-143	3,77E-03	10	x	x	Ce-143	3,76E-03	100	100	
Ce-144+	7,80E-01	10	x	x	Ce-144+	7,80E-01	100	9	
Pr-136	2,49E-05	1E10			Pr-136	2,49E-05	10		
Pr-137	1,46E-04	1000			Pr-137	1,46E-04	100		
Pr-138m	2,42E-04	1000			Pr-138m	2,28E-04	10		x
Pr-139	5,03E-04	1000			Pr-139	5,13E-04	100		x
Pr-142	2,18E-03	100	x	x	Pr-142	2,18E-03	100	100	
Pr-142m	2,78E-05	1E10			Pr-142m	2,78E-05	10000000		
Pr-143	3,71E-02	1000	x	x	Pr-143	3,72E-02	10000	40	
Pr-144	3,29E-05	1000			Pr-144	3,29E-05	100		
Pr-144m	1,31E-05	10000							x
Pr-145	6,83E-04	1000			Pr-145	6,84E-04	1000		
Pr-147	2,55E-05	1E10			Pr-147	2,59E-05	10		x
Nd-136+	9,63E-05	1E9			Nd-136	9,64E-05	100		
Nd-138+	5,75E-04	100			Nd-138	5,82E-04	1000		x
Nd-139	5,65E-05	1E10			Nd-139	5,65E-05	100		
Nd-139m+	6,27E-04	1000			Nd-139m	6,27E-04	10		
Nd-140+	9,23E-03	10							x
Nd-141	2,84E-04	1E5			Nd-141	2,85E-04	100		
Nd-147	3,01E-02	100	x	x	Nd-147	3,01E-02	100	50	

aktuelle Berechnungen			[EUR 14] Anh. VII		Anl. III Tab. 1 StrlSchV				Abweichg. bei HWZ/ Be- zeichng.
Nuklid	T1/2 [a]	[Bq/g]	Tab. A	Tab. . B	Nuklid	T1/2 [a]	Sp. 3 [Bq/g]	Sp. 5 [Bq/g]	
Nd-149	1,97E-04	1000	x	x	Nd-149	1,94E-04	100	100	x
Nd-151	2,37E-05	1E10			Nd-151	2,36E-05	10		
Pm-141	3,97E-05	1E10			Pm-141	3,97E-05	10		
Pm-143	7,28E-01	1			Pm-143	7,26E-01	100		x
Pm-144	9,94E-01	0,1			Pm-144	1,00E+00	10		x
Pm-145	1,77E+01	10			Pm-145	1,77E+01	1000		
Pm-146	5,53E+00	0,1			Pm-146	5,50E+00	10		x
Pm-147	2,62E+00	1000	x	x	Pm-147	2,60E+00	10000	200	x
Pm-148	1,47E-02	10			Pm-148	1,48E-02	10		
Pm-148m	1,12E-01	1			Pm-148m+	1,13E-01	10		
Pm-149	6,06E-03	1000	x	x	Pm-149	6,06E-03	1000	1000	
Pm-150	3,06E-04	1000			Pm-150	3,08E-04	10		x
Pm-151	3,24E-03	10			Pm-151	3,19E-03	100		x
Sm-141	1,94E-05	1000			Sm-141	1,94E-05	10		
Sm-141m+	4,30E-05	1E10			Sm-141m	4,30E-05	10		
Sm-142+	1,38E-04	1000			Sm-142	1,38E-04	100		
Sm-145	9,31E-01	10			Sm-145	9,31E-01	100		
Sm-146	1,00E+08	1			Sm-146	1,00E+08	10		
Sm-147	1,06E+11	1			Sm-147*)	1,10E+11	10		x
Sm-151	9,00E+01	1000	x	x	Sm-151	9,30E+01	10000	500	x
Sm-153	5,28E-03	100	x	x	Sm-153	5,34E-03	100	100	x
Sm-155	4,24E-05	1E10			Sm-155	4,26E-05	100		x
Sm-156	1,07E-03	100			Sm-156	1,07E-03	100		
Eu-145	1,62E-02	1			Eu-145	1,62E-02	10		
Eu-146	1,26E-02	1			Eu-146	1,23E-02	10		x
Eu-147	6,57E-02	10			Eu-147	6,74E-02	100		x
Eu-148	1,49E-01	1			Eu-148	1,52E-01	10		x
Eu-149	2,55E-01	10			Eu-149	2,55E-01	100		
Eu-150	3,64E+01	0,1			Eu-150	3,58E+01	10		x
Eu-152	1,35E+01	0,1	x	x	Eu-152	1,33E+01	100	0,2	x
Eu-152m	1,06E-03	100	x	x	Eu-152m	1,06E-03	100	100	
Eu-154	8,59E+00	0,1	x	x	Eu-154	8,80E+00	10	0,2	x
Eu-155	4,75E+00	1	x	x	Eu-155	4,80E+00	100	30	x
Eu-156	4,16E-02	1			Eu-156	4,16E-02	10		
Eu-157	1,73E-03	100			Eu-157	1,73E-03	100		
Eu-158	8,73E-05	1E10			Eu-158	8,75E-05	10		x
Gd-145	4,37E-05	1000			Gd-145	4,54E-05	10		x
Gd-146+	1,32E-01	1			Gd-146+	1,32E-01	10		
Gd-147	4,34E-03	100			Gd-147	4,35E-03	10		
Gd-148	7,46E+01	1			Gd-148	9,00E+01	10		x
Gd-149	2,54E-02	10			Gd-149	2,60E-02	100		x
Gd-151	3,40E-01	10			Gd-151	3,29E-01	100		x

aktuelle Berechnungen			[EUR 14] Anh. VII		Anl. III Tab. 1 StrlSchV				Abweh- bei HWZ/ Be- zeichng.
Nuklid	T1/2 [a]	[Bq/g]	Tab. A	Tab. . B	Nuklid	T1/2 [a]	Sp. 3 [Bq/g]	Sp. 5 [Bq/g]	
Gd-152	1,08E+14	1			Gd-152*)	1,10E+14	10		x
Gd-153	6,58E-01	10	x	x	Gd-153	6,56E-01	100	20	x
Gd-159	2,11E-03	100	x	x	Gd-159	2,11E-03	1000	1000	
Tb-147	1,94E-04	1000			Tb-147	1,94E-04	10		
Tb-149	4,70E-04	0,1			Tb-149	4,68E-04	10		x
Tb-150	3,97E-04	100			Tb-150	4,22E-04	10		x
Tb-151	2,01E-03	10			Tb-151	2,01E-03	10		
Tb-153	6,41E-03	10			Tb-153	6,30E-03	100		x
Tb-154	2,45E-03	100			Tb-154	2,40E-03	10		x
Tb-155	1,46E-02	100			Tb-155	1,45E-02	100		
Tb-156	1,42E-02	1			Tb-156	1,48E-02	10		x
Tb-156n	5,82E-04	1000			Tb-156m	6,16E-04	1000		x
Tb-157	9,90E+01	100			Tb-157	9,90E+01	10000		
Tb-158	1,80E+02	0,1			Tb-158	1,50E+02	10		x
Tb-160	1,98E-01	1	x	x	Tb-160	1,97E-01	10	0,6	
Tb-161	1,89E-02	1000			Tb-161	1,89E-02	1000		
Dy-155	1,13E-03	100			Dy-155	1,14E-03	10		
Dy-157	9,29E-04	100			Dy-157	9,24E-04	100		x
Dy-159	3,95E-01	100			Dy-159	3,95E-01	1000		
Dy-165	2,66E-04	1000	x	x	Dy-165	2,74E-04	1000	1000	x
Dy-166	9,31E-03	100	x	x	Dy-166	9,30E-03	1000		
Ho-155	9,13E-05	1E10			Ho-155	9,13E-05	100		
Ho-157	2,40E-05	1E10			Ho-157	2,40E-05	100		
Ho-159	6,28E-05	1E10			Ho-159	6,27E-05	100		
Ho-161	2,83E-04	1000			Ho-161	2,85E-04	100		x
Ho-162	2,85E-05	1E10			Ho-162	2,85E-05	100		
Ho-162m+	1,27E-04	1000			Ho-162m	1,29E-04	10		x
Ho-164	5,44E-05	1E10			Ho-164	5,51E-05	1000		x
Ho-164m+	7,15E-05	1E10			Ho-164m	7,03E-05	1000		x
Ho-166	3,06E-03	100	x	x	Ho-166	3,06E-03	1000	1000	
Ho-166m	1,20E+03	0,1			Ho-166m	1,20E+03	10		
Ho-167+	3,54E-04	1000			Ho-167	3,54E-04	100		
Er-161+	3,66E-04	1000			Er-161	3,65E-04	10		
Er-165	1,18E-03	10000			Er-165	1,17E-03	1000		
Er-169	2,57E-02	1000	x	x	Er-169	2,57E-02	10000	100	
Er-171	8,57E-04	100	x	x	Er-171	8,56E-04	100	100	
Er-172	5,62E-03	10			Er-172	5,59E-03	100		x
Tm-162	4,13E-05	1E10			Tm-162	4,11E-05	10		x
Tm-166	8,78E-04	10			Tm-166	8,78E-04	10		
Tm-167+	2,53E-02	100			Tm-167	2,55E-02	100		x
Tm-170	3,52E-01	100	x	x	Tm-170	3,52E-01	1000	40	

aktuelle Berechnungen			[EUR 14] Anh. VII		Anl. III Tab. 1 StrlSchV				Abweich. bei
Nuklid	T1/2 [a]	[Bq/g]	Tab. A	Tab. . B	Nuklid	T1/2 [a]	Sp. 3 [Bq/g]	Sp. 5 [Bq/g]	HWZ/ Be- zeichnung.
Tm-171	1,92E+00	1000	x	x	Tm-171	1,90E+00	10000	500	x
Tm-172	7,26E-03	10			Tm-172	7,26E-03	100		
Tm-173	9,40E-04	100			Tm-173	9,35E-04	100		x
Tm-175+	2,89E-05	1E10			Tm-175	2,89E-05	10		
Yb-162	3,59E-05	1E10			Yb-162	3,59E-05	100		
Yb-166+	6,47E-03	10000			Yb-166	6,47E-03	100		
Yb-167	3,33E-05	1E10			Yb-167	3,37E-05	100		x
Yb-169	8,77E-02	10			Yb-169	8,76E-02	100		
Yb-175	1,15E-02	100	x	x	Yb-175	1,15E-02	1000	1000	
Yb-177	2,18E-04	1000			Yb-177	2,17E-04	100		
Yb-178+	1,41E-04	1000			Yb-178	1,41E-04	1000		
Lu-169	3,89E-03	1000			Lu-169	3,83E-03	10		x
Lu-170	5,51E-03	1000			Lu-170	5,48E-03	10		x
Lu-171	2,26E-02	10			Lu-171	2,25E-02	10		
Lu-172	1,83E-02	1			Lu-172	1,83E-02	10		
Lu-173	1,34E+00	1			Lu-173	1,40E+00	100		x
Lu-174	3,56E+00	1			Lu-174	3,30E+00	100		x
Lu-174m	3,89E-01	10			Lu-174m	3,89E-01	100		
Lu-176	4,00E+10	0,1			Lu-176*)	3,60E+10	100		x
Lu-176m	4,15E-04	1000			Lu-176m	4,22E-04	1000		x
Lu-177	1,82E-02	100	x	x	Lu-177	1,83E-02	1000	1000	
Lu-177m+	4,39E-01	0,1			Lu-177m	4,38E-01	10		
Lu-178	5,40E-05	1E10			Lu-178	5,40E-05	100		
Lu-178m+	4,39E-05	1E10			Lu-178m	4,32E-05	10		x
Lu-179	5,24E-04	1000			Lu-179	5,25E-04	1000		
Hf-170	1,83E-03	1000			Hf-170	1,83E-03	100		
Hf-172+	1,87E+00	1			Hf-172+	1,90E+00	10		x
Hf-173	2,73E-03	10			Hf-173	2,69E-03	100		x
Hf-175	1,92E-01	1			Hf-175	1,92E-01	100		
Hf-177n	9,77E-05	1E9			Hf-177m	9,70E-05	10		x
Hf-178n	3,10E+01	0,1			Hf-178m	3,10E+01	10		
Hf-179n	6,87E-02	10			Hf-179m	6,84E-02	10		x
Hf-180m	6,27E-04	100			Hf-180m	6,27E-04	10		
Hf-181	1,16E-01	1	x	x	Hf-181	1,16E-01	10	4	
Hf-182+	9,00E+06	0,1			Hf-182	9,00E+06	100		
Hf-182m+	1,17E-04	1000			Hf-182m	1,17E-04	10		
Hf-183	1,22E-04	1000			Hf-183	1,22E-04	10		
Hf-184	4,70E-04	1000			Hf-184	4,68E-04	100		x
Ta-172	7,00E-05	1E10			Ta-172	7,03E-05	10		x
Ta-173	3,58E-04	1000			Ta-173	4,11E-04	10		x
Ta-174	1,30E-04	1000			Ta-174	1,14E-04	10		x

aktuelle Berechnungen			[EUR 14] Anh. VII		Anl. III Tab. 1 StrlSchV				Abweichg. bei HWZ/ Be- zeichnung.
Nuklid	T1/2 [a]	[Bq/g]	Tab. A	Tab. . B	Nuklid	T1/2 [a]	Sp. 3 [Bq/g]	Sp. 5 [Bq/g]	
Ta-175	1,20E-03	1000			Ta-175	1,20E-03	10		
Ta-176	9,23E-04	10			Ta-176	9,24E-04	10		
Ta-177	6,43E-03	100			Ta-177	6,46E-03	100		x
Ta-178m	2,69E-04	1E8			Ta-178	2,85E-04	10		x
Ta-179	1,61E+00	10			Ta-179	1,82E+00	1000		x
Ta-180	9,22E-04	1000			Ta-180m	9,35E-04	1000		x
Ta-180m	1,80E+15	0,1			Ta-180*)	>1,00E+13	10		x
Ta-182	3,14E-01	0,1	x	x	Ta-182	3,13E-01	10	0,5	
Ta-182n	3,01E-05	1E10			Ta-182m	3,04E-05	100		x
Ta-183	1,39E-02	10			Ta-183	1,37E-02	100		x
Ta-184	9,92E-04	1000			Ta-184	9,92E-04	10		
Ta-185	9,32E-05	> 1E10			Ta-185	9,32E-05	100		
Ta-186	2,00E-05	1E10			Ta-186	2,00E-05	10		
W-176	2,85E-04	1000			W-176	2,85E-04	100		
W-177	2,51E-04	1000			W-177	2,62E-04	10		x
W-178+	5,91E-02	100			W-178+	6,02E-02	10		x
W-179	7,04E-05	1E10			W-179	7,22E-05	100		x
W-181	3,31E-01	10	x	x	W-181	3,32E-01	1000	60	
W-185	2,06E-01	1000	x	x	W-185	2,06E-01	10000	100	
W-187	2,72E-03	10	x	x	W-187	2,72E-03	100	100	
W-188+	1,91E-01	10			W-188+	1,89E-01	100		x
Re-177	2,66E-05	1000			Re-177	2,66E-05	10		
Re-178	2,51E-05	1E10			Re-178	2,51E-05	10		
Re-181	2,27E-03	10			Re-181	2,28E-03	10		
Re-182	7,30E-03	1			Re-182	7,30E-03	10		
Re-182m	1,45E-03	10							x
Re-183	1,92E-01	10							x
Re-184	1,04E-01	1			Re-184	1,04E-01	10		
Re-184m	4,60E-01	0,1			Re-184m	4,52E-01	100		x
Re-186	1,03E-02	1000	x	x	Re-186	1,03E-02	1000	1000	
Re-186m+	1,90E+05	1			Re-186m	2,00E+05	1000		x
Re-187	4,35E+10	1000			Re-187*)	5,00E+10	1000000		x
Re-188	1,94E-03	100	x	x	Re-188	1,94E-03	100	100	
Re-188m	3,53E-05	1E10			Re-188m	3,54E-05	100		
Re-189+	2,77E-03	100			Re-189+	2,77E-03	100		
Os-180+	4,09E-05	1E10			Os-180	4,13E-05	100		x
Os-181	2,00E-04	1000			Os-181	2,05E-04	10		x
Os-182	2,52E-03	10			Os-182	2,52E-03	100		
Os-185	2,57E-01	1	x	x	Os-185	2,57E-01	10	0,5	
Os-189m	6,63E-04	1E7			Os-189m	6,84E-04	10000		x
Os-190m	1,88E-05	1E10							x
Os-191+	4,19E-02	100	x	x	Os-191	4,22E-02	100	90	x

aktuelle Berechnungen			[EUR 14] Anh. VII		Anl. III Tab. 1 StrlSchV				Abweichg. bei HWZ/ Be- zeichnung.
Nuklid	T1/2 [a]	[Bq/g]	Tab. A	Tab. . B	Nuklid	T1/2 [a]	Sp. 3 [Bq/g]	Sp. 5 [Bq/g]	
Os-191m	1,49E-03	1000	x	x	Os-191m	1,49E-03	1000	1000	
Os-193	3,43E-03	100	x	x	Os-193	3,42E-03	100	100	
Os-194+	6,00E+00	1			Os-194+	6,00E+00	100		
Ir-182	2,85E-05	1E10			Ir-182	2,85E-05	10		
Ir-184	3,53E-04	100			Ir-184	3,42E-04	10		x
Ir-185	1,64E-03	1000			Ir-185	1,60E-03	10		x
Ir-186	1,90E-03	100			Ir-186	1,80E-03	10		x
Ir-186m	2,19E-04	1000							x
Ir-187	1,20E-03	100			Ir-187	1,20E-03	100		
Ir-188	4,73E-03	1000			Ir-188	4,73E-03	10		
Ir-189+	3,61E-02	100			Ir-189+	3,64E-02	100		x
Ir-190+	3,29E-02	1	x	x	Ir-190+	3,23E-02	10	2	x
Ir-190m	1,28E-04	1E9							x
Ir-192	2,02E-01	1	x	x	Ir-192	2,03E-01	10	1	
Ir-192m	2,74E-06	1000							x
Ir-193m	2,89E-02	10000			Ir-193m	2,90E-02	10000		
Ir-194	2,20E-03	100	x	x	Ir-194m	2,19E-03	10		
Ir-194n	4,68E-01	0,1			Ir-194	4,68E-01	100	2	
Ir-195	2,85E-04	1000			Ir-195	2,85E-04	100		
Ir-195m	4,34E-04	1000			Ir-195m	4,33E-04	100		
Pt-186+	2,37E-04	1000			Pt-186	2,28E-04	10		x
Pt-188	2,79E-02	10			Pt-188+	2,79E-02	10		
Pt-189	1,24E-03	100			Pt-189	1,25E-03	100		
Pt-190	6,50E+11	1							x
Pt-191+	7,67E-03	10	x	x	Pt-191	7,67E-03	100	100	
Pt-193	5,00E+01	10			Pt-193	5,00E+01	10000		
Pt-193m	1,19E-02	100	x	x	Pt-193m	1,18E-02	1000	1000	
Pt-195m	1,12E-02	100			Pt-195m	1,10E-02	100		x
Pt-197	2,27E-03	1000	x	x	Pt-197	2,09E-03	1000	1000	x
Pt-197m	1,81E-04	1000	x	x	Pt-197m	1,79E-04	100	100	x
Pt-199	5,86E-05	1E10			Pt-199	5,86E-05	100		
Pt-200+	1,43E-03	100			Pt-200	1,43E-03	100		
Au-193	2,01E-03	100			Au-193	2,02E-03	100		
Au-194	4,34E-03	10			Au-194	4,51E-03	10		x
Au-195	5,10E-01	10			Au-195	5,01E-01	100		x
Au-196	1,69E-02	10							x
Au-198	7,38E-03	10	x	x	Au-198	7,39E-03	100	100	
Au-198m	6,30E-03	10			Au-198m	6,30E-03	10		
Au-199	8,59E-03	100	x	x	Au-199	8,49E-03	100	100	x
Au-200	9,20E-05	1E10			Au-200	9,20E-05	100		
Au-200m+	2,13E-03	100			Au-200m	2,13E-03	10		
Au-201	4,94E-05	1E10			Au-201	5,02E-05	100		x

aktuelle Berechnungen			[EUR 14] Anh. VII		Anl. III Tab. 1 StrlSchV				Abweich. bei
Nuklid	T1/2 [a]	[Bq/g]	Tab. A	Tab. . B	Nuklid	T1/2 [a]	Sp. 3 [Bq/g]	Sp. 5 [Bq/g]	HWZ/ Be- zeichnung.
Hg-193	4,34E-04	1000			Hg-193	3,99E-04	100		x
Hg-193m+	1,35E-03	1000			Hg-193m	1,27E-03	10		x
Hg-194+	4,44E+02	0,1			Hg-194+	3,67E+02	10		x
Hg-195	1,13E-03	100			Hg-195	1,08E-03	100		x
Hg-195m+	4,75E-03	100			Hg-195m+	4,56E-03	100		x
Hg-197	7,37E-03	100	x	x	Hg-197	7,31E-03	100	100	x
Hg-197m	2,73E-03	100	x	x	Hg-197m	2,72E-03	100	100	
Hg-199m	8,00E-05	1E10							x
Hg-203	1,28E-01	10	x	x	Hg-203	1,28E-01	100	10	
Tl-194	6,27E-05	1E10			Tl-194	6,27E-05	10		
Tl-194m	6,24E-05	1E10			Tl-194m	6,24E-05	10		
Tl-195	1,32E-04	1000			Tl-195	1,25E-04	10		x
Tl-197	3,24E-04	1000			Tl-197	3,19E-04	100		x
Tl-198	6,05E-04	100			Tl-198	6,05E-04	10		
Tl-198m	2,13E-04	1000			Tl-198m	2,17E-04	10		x
Tl-199	8,46E-04	100			Tl-199	8,44E-04	100		x
Tl-200	2,98E-03	10	x	x	Tl-200	2,98E-03	10	10	
Tl-201	8,33E-03	100	x	x	Tl-201	8,34E-03	100	100	
Tl-202	3,35E-02	10	x	x	Tl-202	3,34E-02	100	7	
Tl-204	3,79E+00	1	x	x	Tl-204	3,80E+00	10000	40	
Tl-207	9,07E-06	1E10							x
Tl-208	5,80E-06	1E10							x
Tl-209	4,18E-06	1E10							x
Pb-195m	2,85E-05	1E10			Pb-195m	2,99E-05	10		x
Pb-198	2,74E-04	1000			Pb-198	2,74E-04	100		
Pb-199	1,71E-04	1000			Pb-199	1,71E-04	10		
Pb-200	2,45E-03	10			Pb-200	2,45E-03	100		
Pb-201	1,07E-03	10			Pb-201	1,07E-03	10		
Pb-202+	5,30E+04	0,1			Pb-202	3,00E+05	1000		x
Pb-202m	4,07E-04	100			Pb-202m	4,11E-04	10		x
Pb-203	5,92E-03	10	x	x	Pb-203	5,92E-03	100	100	
Pb-205	1,53E+07	10			Pb-205	1,50E+07	10000		x
Pb-209	3,71E-04	1000			Pb-209	3,76E-04	100000		x
Pb-210+	2,22E+01	0,1		x	Pb-210++	2,23E+01	10	0,02	
Pb-211+	6,86E-05	1E10			Pb-211	6,86E-05	100		
Pb-212+	1,21E-03	10		x	Pb-212	1,21E-03	100	10	
Pb-214+	5,10E-05	1E10			Pb-214	5,10E-05	100		
Bi-200	6,92E-05	1E10			Bi-200	6,92E-05	10		
Bi-201	2,05E-04	100			Bi-201	2,05E-04	10		
Bi-202	1,96E-04	100			Bi-202	1,94E-04	10		x
Bi-203	1,34E-03	100			Bi-203	1,35E-03	10		

aktuelle Berechnungen			[EUR 14] Anh. VII		Anl. III Tab. 1 StrlSchV				Abweichg. bei HWZ/ Be- zeichnung.
Nuklid	T1/2 [a]	[Bq/g]	Tab. A	Tab. . B	Nuklid	T1/2 [a]	Sp. 3 [Bq/g]	Sp. 5 [Bq/g]	
Bi-205	4,19E-02	1000			Bi-205	4,19E-02	10		
Bi-206	1,71E-02	1	x	x	Bi-206	1,70E-02	10	10	
Bi-207	3,18E+01	0,1	x	x	Bi-207	3,16E+01	10	0,2	x
Bi-208	3,68E+05	0,01							x
Bi-210	1,37E-02	1000		x	Bi-210	1,37E-02	1000	1000	
Bi-210m+	3,00E+06	0,1			Bi-210m	3,00E+06	10		
Bi-211	4,13E-06	10000							x
Bi-212+	1,15E-04	1000		x	Bi-212+	1,15E-04	10	10	
Bi-213+	8,67E-05	1000			Bi-213	8,67E-05	100		
Bi-214+	3,78E-05	1000			Bi-214	3,78E-05	10		
Po-203	6,98E-05	1E10	x	x	Po-203	6,84E-05	10	10	x
Po-205	1,89E-04	1000	x	x	Po-205	2,05E-04	10	10	x
Po-206	2,41E-02	1			Po-206	2,41E-02	10		
Po-207	6,62E-04	100	x	x	Po-207	6,62E-04	10	10	
Po-208	2,93E+00	1			Po-208	2,90E+00	10		x
Po-209	1,02E+02	1			Po-209	1,02E+02	10		
Po-210	3,79E-01	1		x	Po-210	3,79E-01	10	0,04	
Po-211	1,64E-08	1E10							x
Po-212	9,44E-15	1E10							x
Po-213	1,33E-13	1E10							x
Po-214	5,19E-12	1E10							x
Po-215	5,64E-11	1E10							x
Po-216	4,75E-09	1E10							x
Po-218	5,89E-06	1E10							x
At-207	2,05E-04	100			At-207	2,05E-04	10		
At-211+	8,23E-04	1000	x	x	At-211	8,21E-04	1000	1000	x
At-217	1,02E-09	1E10							
Fr-221+	9,32E-06	10000							
Fr-222+	2,70E-05	1000			Fr-222	2,74E-05	1000		x
Fr-223	4,14E-05	1000			Fr-223	4,14E-05	100		
Ra-214	7,80E-08	1E10							x
Ra-222+	1,20E-06	1E10							x
Ra-223+	3,13E-02	10		x	Ra-223+	3,12E-02	100	0,5	
Ra-224+	9,97E-03	10		x	Ra-224+	1,01E-02	10	10	x
Ra-225	4,05E-02	10	x	x	Ra-225	4,05E-02	100	0,2	
Ra-226+	1,60E+03	0,01		x	Ra-226++	1,60E+03	10	0,01	
Ra-227	8,02E-05	1000	x	x	Ra-227	8,02E-05	100	100	
Ra-228+	5,75E+00	0,1		x	Ra-228+	5,80E+00	10	0,07	x
Ac-224	3,17E-04	1000			Ac-224	3,31E-04	100		x
Ac-225+	2,74E-02	10			Ac-225+	2,74E-02	10		
Ac-226+	3,35E-03	100			Ac-226	3,31E-03	100		x
Ac-227+	2,18E+01	0,01			Ac-227+	2,18E+01	0,1	0,1	

aktuelle Berechnungen			[EUR 14] Anh. VII		Anl. III Tab. 1 StrlSchV				Abweich. bei HWZ/ Be- zeichnung.
Nuklid	T1/2 [a]	[Bq/g]	Tab. A	Tab. . B	Nuklid	T1/2 [a]	Sp. 3 [Bq/g]	Sp. 5 [Bq/g]	
Ac-228	7,02E-04	100		x	Ac-228	6,96E-04	10	10	x
Th-226	5,81E-05	1E10	x	x	Th-226+	5,89E-05	1000	1000	x
Th-227	5,12E-02	10		x	Th-227	5,12E-02	10	0,2	
Th-228+	1,91E+00	0,1		x	Th-228+	1,90E+00	1	0,1	
Th-229+	7,34E+03	0,1	x	x	Th-229+	7,90E+03	1	0,02	x
Th-230	7,54E+04	0,1		x	Th-230	7,50E+04	1	0,05	x
Th-231	2,91E-03	1000		x	Th-231	2,91E-03	1000	1000	
Th-232+	1,41E+10	0,01			Th-232sec	1,40E+10	1	0,02	
Th-234+	6,60E-02	100		x	Th-234+	6,60E-02	1000	10	
Pa-227+	7,28E-05	1E10			Pa-227	7,28E-05	1000		
Pa-228	2,51E-03	10			Pa-228	2,51E-03	10		
Pa-230	4,76E-02	100	x	x	Pa-230	4,76E-02	10	6	
Pa-231	3,28E+04	0,01		x	Pa-231	3,30E+04	1	0,007	x
Pa-232	3,59E-03	10			Pa-232	3,56E-03	10		x
Pa-233	7,39E-02	10	x	x	Pa-233	7,39E-02	100	20	
Pa-234	7,73E-04	10			Pa-234	7,64E-04	10		x
Pa-234m	2,22E-06	1000							x
U-230+	5,69E-02	10	x	x	U-230+ (M)**)	5,69E-02	10	0,3	
U-231	1,15E-02	1E5	x	x	U-231	1,15E-02	100	100	
U-232+	6,98E+01	0,1	x	x	U-232 (M)**)	6,89E+01	10	0,06	
U-233	1,59E+05	1	x	x	U-233	1,60E+05	10	0,4	
U-234	2,46E+05	1		x	U-234	2,50E+05	10	0,5	x
U-235+	7,04E+08	1		x	U-235+	7,00E+08	10	0,3	x
U-236	2,37E+07	1	x	x	U-236	2,30E+07	10	0,5	x
U-237	1,85E-02	100	x	x	U-237	1,86E-02	100	100	
U-238+	4,47E+09	1		x	U-238+	4,40E+09	10	0,6	x
U-239	4,46E-05	1000	x	x	U-239	4,47E-05	100	100	
U-240+	1,61E-03	100	x	x	U-240	1,61E-03	1000	1000	
Np-232	2,79E-05	1000			Np-232	2,79E-05	10		
Np-233	6,88E-05	1E10			Np-233	6,88E-05	100		
Np-234	1,20E-02	10			Np-234	1,20E-02	10		
Np-235	1,08E+00	100			Np-235	1,08E+00	1000		
Np-236	1,52E+05	1			Np-236m	1,20E+05	100		x
Np-236m	2,57E-03	100			Np-236	2,57E-03	1000		
Np-237+	2,14E+06	1	x	x	Np-237+	2,10E+06	1	0,09	x
Np-238	5,80E-03	10			Np-238	5,75E-03	100		x
Np-239	6,45E-03	100	x	x	Np-239	6,57E-03	100	100	x
Np-240	1,24E-04	100	x	x	Np-240	1,24E-04	100	10	
Np-240m	1,41E-05	1000							x
Pu-234	1,00E-03	1000	x	x	Pu-234	1,00E-03	100	100	
Pu-235	4,81E-05	1000	x	x	Pu-235	4,81E-05	100	100	
Pu-236	2,86E+00	1	x	x	Pu-236	2,90E+00	10	0,1	x

aktuelle Berechnungen			[EUR 14] Anh. VII		Anl. III Tab. 1 StrlSchV				Abweichg. bei HWZ/ Be- zeichnung.
Nuklid	T1/2 [a]	[Bq/g]	Tab. A	Tab. . B	Nuklid	T1/2 [a]	Sp. 3 [Bq/g]	Sp. 5 [Bq/g]	
Pu-237	1,24E-01	100	x	x	Pu-237	1,24E-01	1000	100	
Pu-238	8,77E+01	0,1	x	x	Pu-238	8,77E+01	1	0,04	
Pu-239+	2,41E+04	0,1	x	x	Pu-239	2,40E+04	1	0,04	
Pu-240	6,56E+03	0,1	x	x	Pu-240	6,60E+03	1	0,04	x
Pu-241	1,43E+01	10	x	x	Pu-241	1,44E+01	100	2	
Pu-242	3,74E+05	0,1	x	x	Pu-242	3,80E+05	1	0,04	x
Pu-243	5,65E-04	1000	x	x	Pu-243	5,70E-04	1000	1000	x
Pu-244+	8,00E+07	0,1	x	x	Pu-244+	8,30E+07	1	0,04	x
Pu-245+	1,20E-03	100			Pu-245	1,20E-03	100		
Pu-246+	2,97E-02	10			Pu-246	2,98E-02	100		
Am-237	1,39E-04	1000			Am-237	1,39E-04	100		
Am-238	1,86E-04	1E5			Am-238	1,83E-04	10		x
Am-239	1,36E-03	1000			Am-239	1,36E-03	100		
Am-240	5,80E-03	10			Am-240	5,80E-03	10		
Am-241	4,33E+02	0,1	x	x	Am-241	4,33E+02	1	0,05	
Am-242	1,83E-03	1000	x	x	Am-242	1,83E-03	1000	1000	
Am-242m+	1,41E+02	0,1	x	x	Am-242m+	1,41E+02	1	0,05	
Am-243+	7,36E+03	0,1	x	x	Am-243+	7,40E+03	1	0,05	x
Am-244	1,15E-03	10			Am-244	1,15E-03	10		
Am-244m	4,94E-05	1E10			Am-244m	4,94E-05	10000		
Am-245	2,34E-04	1000			Am-245	2,40E-04	1000		x
Am-246	7,42E-05	1E10			Am-246	7,42E-05	10		
Am-246m	4,75E-05	1E10			Am-246m	4,75E-05	10		
Cm-238+	2,74E-04	1000			Cm-238	2,74E-04	100		
Cm-240	7,39E-02	100			Cm-240	7,39E-02	100		
Cm-241	8,98E-02	10			Cm-241	8,98E-02	100		
Cm-242	4,46E-01	10	x	x	Cm-242	4,46E-01	100	0,8	
Cm-243	3,00E+01	1	x	x	Cm-243	2,91E+01	1	0,07	x
Cm-244	1,80E+01	1	x	x	Cm-244	1,81E+01	10	0,08	
Cm-245	8,50E+03	0,1	x	x	Cm-245	8,50E+03	1	0,04	
Cm-246	4,73E+03	0,1	x	x	Cm-246	4,70E+03	1	0,05	x
Cm-247+	1,60E+07	0,1	x	x	Cm-247+	1,60E+07	1	0,05	
Cm-248	3,40E+05	0,1	x	x	Cm-248	3,40E+05	1	0,01	
Cm-249	1,22E-04	1000			Cm-249	1,22E-04	1000		
Cm-250+	8,00E+03	0,01			Cm-250	1,10E+04	0,1		x
Bk-245	1,35E-02	10			Bk-245	1,34E-02	100		
Bk-246	4,93E-03	1000			Bk-246	4,93E-03	10		
Bk-247	1,38E+03	0,1			Bk-247	1,40E+03	1		x
Bk-249	8,76E-01	100	x	x	Bk-249	8,76E-01	1000	30	
Bk-250	3,67E-04	1000			Bk-250	3,65E-04	10		x
Cf-244	3,69E-05	1E10			Cf-244	3,75E-05	10000		x
Cf-246	4,07E-03	1000	x	x	Cf-246	4,07E-03	1000	1000	

aktuelle Berechnungen			[EUR 14] Anh. VII		Anl. III Tab. 1 StrlSchV				Abweichg. bei HWZ/ Be- zeichnung.
Nuklid	T1/2 [a]	[Bq/g]	Tab. A	Tab. . B	Nuklid	T1/2 [a]	Sp. 3 [Bq/g]	Sp. 5 [Bq/g]	
Cf-248	9,13E-01	1	x	x	Cf-248	9,13E-01	10	0,5	
Cf-249	3,51E+02	0,1	x	x	Cf-249	3,51E+02	1	0,07	
Cf-250	1,31E+01	1	x	x	Cf-250	1,31E+01	10	0,1	
Cf-251	8,98E+02	0,1	x	x	Cf-251	8,98E+02	1	0,07	
Cf-252	2,65E+00	1	x	x	Cf-252	2,60E+00	10	0,02	x
Cf-253+	4,88E-02	100	x	x	Cf-253+	4,87E-02	100	4	
Cf-254	1,66E-01	1	x	x	Cf-254	1,66E-01	1	0,1	
Es-250	9,81E-04	1000			Es-250	9,81E-04	100		
Es-251	3,76E-03	1E5			Es-251	3,76E-03	100		
Es-253	5,60E-02	100	x	x	Es-253	5,59E-02	100	2	
Es-254+	7,55E-01	0,1	x	x	Es-254+	7,55E-01	10	0,4	
Es-254m+	4,48E-03	1000	x	x	Es-254m+	4,48E-03	100	4	
Fm-252	2,90E-03	1000			Fm-252	2,90E-03	1000		
Fm-253	8,21E-03	100			Fm-253	8,21E-03	100		
Fm-254	3,70E-04	1E5	x	x	Fm-254	3,65E-04	10000	10000	x
Fm-255	2,29E-03	1000	x	x	Fm-255	2,29E-03	1000	1000	
Fm-257	2,75E-01	1			Fm-257	2,75E-01	10		
Md-257	6,30E-04	1E5			Md-257	5,70E-04	100		x
Md-258	1,41E-01	10			Md-258	1,53E-01	100		x

*: natürlich vorkommendes Radionuklid

(M)**: Uran in der chemischen Form UO₃, UF₄, UCl₄ und sechswerte Uranverbindungen

2.6 Begrenzung der abgeleiteten Werte durch die Freigrenzen der Strahlenschutz-Grundnormen

Die in RS-G-1.7 enthaltenen Werte wurden aus den Ergebnissen der Rechnungen des Safety Report 44 unter der zusätzlichen Bedingung abgeleitet, dass die Werte nicht höher als die Freigrenzen (*exemption values*) der Strahlenschutz-Grundnormen der IAEA sein sollten [IAE 96]. Hierzu wird in RS-G-1.7 Folgendes ausgeführt:

“For a number of short lived radionuclides, the calculations in Safety Report 44 lead to levels that are higher than the exemption levels given in the BSS. This is due to the fact that the scenarios used to develop the values relate to the transport, trade, use or deposition of materials outside the facilities in which they arise (e.g. reactors, accelerators and laboratories), and account was taken of the lapse of time there would be before the beginning of the exposure. In the models on which the exemption levels are based, the direct handling of the material within these facilities is considered, and consequently they do not allow for any radioactive decay of the radionuclides before the exposure begins. For these radionuclides, the values chosen were the exemption levels of Schedule I of the BSS [IAE 96].”

Das bedeutet, dass keiner der in RS-G-1.7 [IAE 04] enthaltenen Werte höher als der zugehörige Freigrenzenwert der Strahlenschutz-Grundnormen der IAEA ist. Solche Werte aus Safety Report 44, die sich aus den Rechnungen oberhalb der Freigrenzenwerte ergaben, wurden entsprechend abgesenkt. In Tabelle 15 von Safety Report 44 sowie Tabelle 2 aus RS-G-1.7 wurde die Begrenzung der berechneten Werte durch die Freigrenzen der Strahlenschutz-Grundnormen der IAEA bereits umgesetzt.

Diese Tabellen zeigen für solche Nuklide, für die Werte oberhalb der Freigrenzen berechnet wurden, somit nicht unmittelbar die aus den Szenarien folgenden Berechnungsergebnisse, sondern die Werte der Freigrenzen. Die unkorrigierten Werte sind lediglich den im Anhang von Safety Report 44 befindlichen Tabellen zu entnehmen.

Diese Vorgehensweise zeigt, dass die Freigrenzen auf Basis der Szenarien aus RP 65 [CEC 93] (vgl. Abschnitt 2.2) zum Zeitpunkt der Erstellung von SR 44 bzw. RS-G-1.7 als geeignete obere Schranken für Freigabewerte für die uneingeschränkte Freigabe und für allgemeine Freigrenzen angesehen wurden.

Da in den Strahlenschutz-Grundnormen 2013 [EUR 14] auch weiterhin beide Wertesätze in Anhang VII Tabelle A und Tabelle B vorhanden sind, sollte die Begrenzung aller Werte, die nach den Szenarien gem. SR 44 berechnet werden, durch die Werte gem. RP 65 beibehalten werden.

2.7 Sehr kurzlebige Radionuklide

Für sehr kurzlebige Radionuklide mit Halbwertszeiten im Bereich von wenigen Tagen und darunter stößt das radiologische Modell, das SR 44 [IAE 05] bzw. RS-G-1.7 [IAE 04] zugrunde liegt, an Grenzen, da es vorwiegend für Nuklide mit Halbwertszeiten von mindestens mehreren Tagen, in der Regel mindestens mehreren Jahren erstellt wurde. Hierfür gelten folgende Gründe:

- Die Szenarien sind von ihrem Charakter her auf Radionuklide in Materialien ausgelegt, mit denen über einen längeren Zeitraum hantiert wird bzw. die in Materialkreisläufen rezykliert werden. Derartige Szenarien sind für sehr kurzlebige Radionuklide (Halbwertszeiten im Bereich von Stunden, Minuten und darunter) irrelevant; deren Einsatz liegt hauptsächlich in Medizin und Forschung. In diesem Fall sind die Szenarien aus RP 65 [CEC 93] (vgl. Abschnitt 2.2) vollständig adäquat.
- Es wurde daher bei allen Modellteilen in SR 44 (Modellteilen, die auf die Beschreibung der Freigabe und somit auf vergleichsweise langlebige, bei der Freigabe relevante Radionuklide ausgerichtet sind, und Modellteile, die die an Freigrenzen zu stellenden Anforderungen abdecken sollen), eine Zerfallszeit vor und während des Ablaufs der Szenarien betrachtet wird. In den Parametersätzen für Szenarien mit geringer Wahrscheinlichkeit werden als Zerfallszeit vor Beginn des Szenarios 1 Tag und kein Zerfall während der Dauer des Szenarios angenommen (hierdurch wird der Tatsache Rechnung getragen, dass die Radionuklide beispielsweise im Rahmen eines genehmigten Umgangs fortlaufend erzeugt werden und dass hiermit kontaminiertes Material kurzfristig und ohne Zeitverzug freigegeben und genutzt werden könnte).
- Der Ansatz einer Wartezeit vor bzw. während des Szenarios führt allerdings bei sehr kurzlebigen Radionukliden dazu, dass durch das Modell keine wirksame Begrenzung von deren Aktivität erfolgt, da die Aktivität sehr kurzlebiger Radionuklide weitgehend oder praktisch vollständig zerfällt, bevor das Szenario überhaupt beginnt.

Die in Tabelle 2.5 gezeigten Ergebnisse umfassen auch eine Vielzahl von sehr kurzlebigen Radionukliden, für die aus den genannten Gründen keine adäquaten Freigabewerte bzw. Freigrenzen berechnet werden können. Dieser Aspekt wird ausführlicher bei der systematischen Auswertung der Ergebnisse in Abschnitt 2.8.3 diskutiert.

Hierdurch wird klar, warum in RS-G-1.7 keine Radionuklide mit sehr kurzen Halbwertszeiten aufgenommen wurden. Die Anwendung der Szenarien aus SR 44 für solche Radionuklide zur Herleitung von Freigrenzen bzw. Freigabewerten im Regelwerk würde daher einen ernstlichen Fehler darstellen. Für die Übernahme in das Regelwerk ist daher für die betreffenden Nuklide mit sehr kurzen Halbwertszeiten die Anwendung der jeweiligen Freigrenzenwerte der Strahlenschutz-Grundnormen von 1996 [IAE 96] anzuraten.

2.8 Auswertung der Berechnungsergebnisse

Die in Tabelle 2.5 dargestellten Berechnungsergebnisse lassen sich nach verschiedenen Kriterien auswerten. Hierzu werden in den folgenden Unterabschnitten verschiedene Kriterien bzgl. der Auswertung herangezogen und außerdem – sofern sinnvoll möglich – in Abbildungen graphisch aufgetragen.

2.8.1 Auswertung bzgl. der grenzwertbestimmenden Szenarien

In diesem Abschnitt erfolgt die Auswertung bzgl. der grenzwertbestimmenden Szenarien im jeweiligen Satz der „realistischen“ und der „Low probability“-Szenarien.

Abbildung 2.1 zeigt die Verteilung der grenzwertbestimmenden Szenarien im Satz der „realistischen“ Szenarien für die Berechnungsergebnisse. Bei diesen Szenarien wurde als Dosiskriterium $10 \mu\text{Sv/a}$ zugrunde gelegt. Die Szenarien sind in der folgenden Reihenfolge grenzwertbestimmend:

- WL: Arbeiter auf einer Deponie oder in einem anderen Betrieb (kein Schmelzbetrieb)
- RH: Bewohner eines Hauses, das unter Verwendung kontaminierten Materials erbaut wurde
- RL-C: Anwohner nahe Deponie oder anderem Betrieb
- Wat-C: Wasserpfad (Kind)
- Wat-A: Wasserpfad (Erwachsener)

Abbildung 2.2 zeigt analog die Verteilung der grenzwertbestimmenden Szenarien im Satz der „Low probability“-Szenarien, bei denen als Dosiskriterium 1 mSv/a verwendet wurde. Die Szenarien sind in der folgenden Reihenfolge grenzwertbestimmend:

- WL: Arbeiter auf einer Deponie oder in einem anderen Betrieb (kein Schmelzbetrieb)
- SKIN: Hautkontamination
- RH: Bewohner eines Hauses das unter Verwendung kontaminierten Materials erbaut wurde
- Water-C: Wasserpfad (Kind)
- RL-C: Anwohner nahe Deponie oder anderem Betrieb (Kind)

Diese Verteilung der führenden Szenarien zusammen mit der aus den beiden Abbildungen erkennbaren Tatsache, dass bei den „realistischen“ Szenarien das Szenario „WL“ deutlich führend ist, verdeutlicht, dass die im Gesamtmodell der SR 44 [IAE 05] unterstellte Verwendung des freigegebenen Materials im beruflichen Bereich restriktiv modelliert ist. Die unterstellte Verwendung des freigegebenen Materials im Hausbau gem. Szenario „RH“ ist insbesondere für gammastrahlende Radionuklide ein gleichfalls relevantes Szenario. Wasserpfade sowie die Szenarien „RL-A“ und „RL-C“ sind vor allem für mobile Nuklide mit hohen Ingestionsdosisfaktoren relevant.

Abbildung 2.1: Anteile der grenzwertbestimmenden Szenarien im Satz der „realistischen“ Szenarien für die Berechnungsergebnisse nach Tabelle 2.5

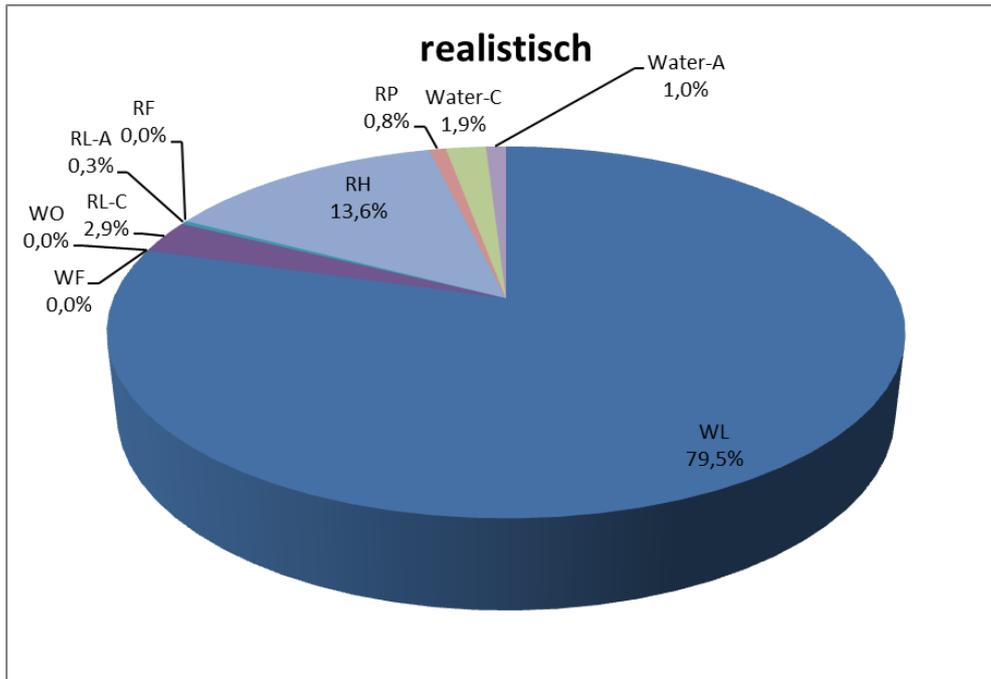
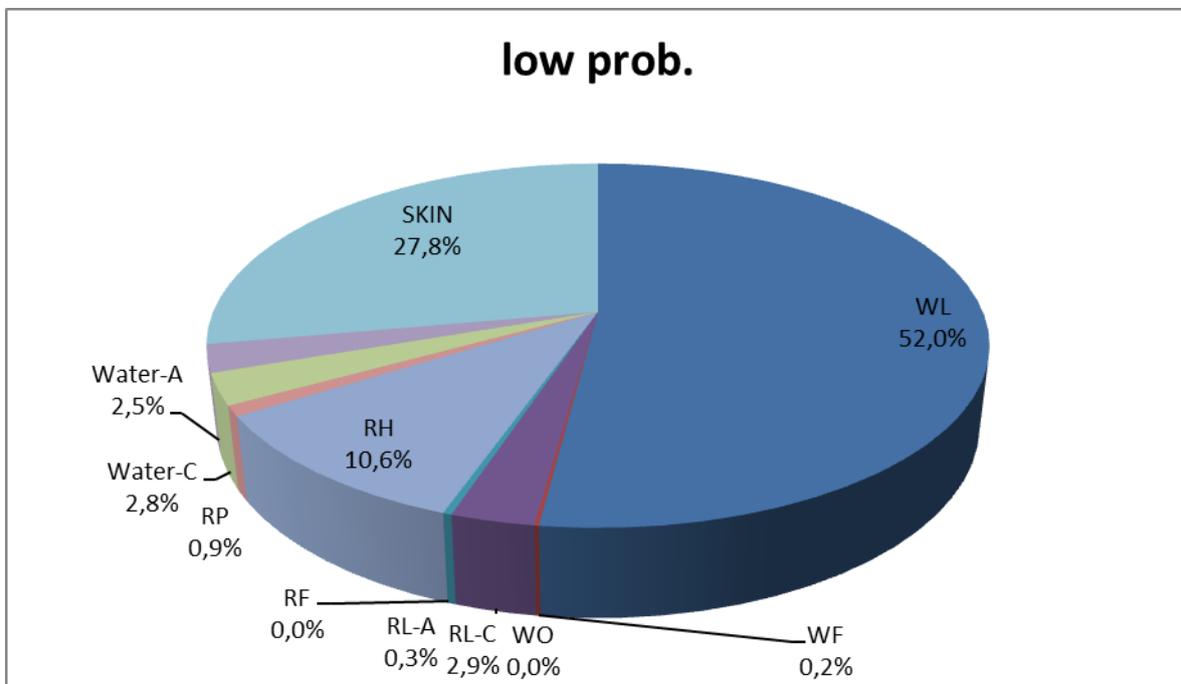


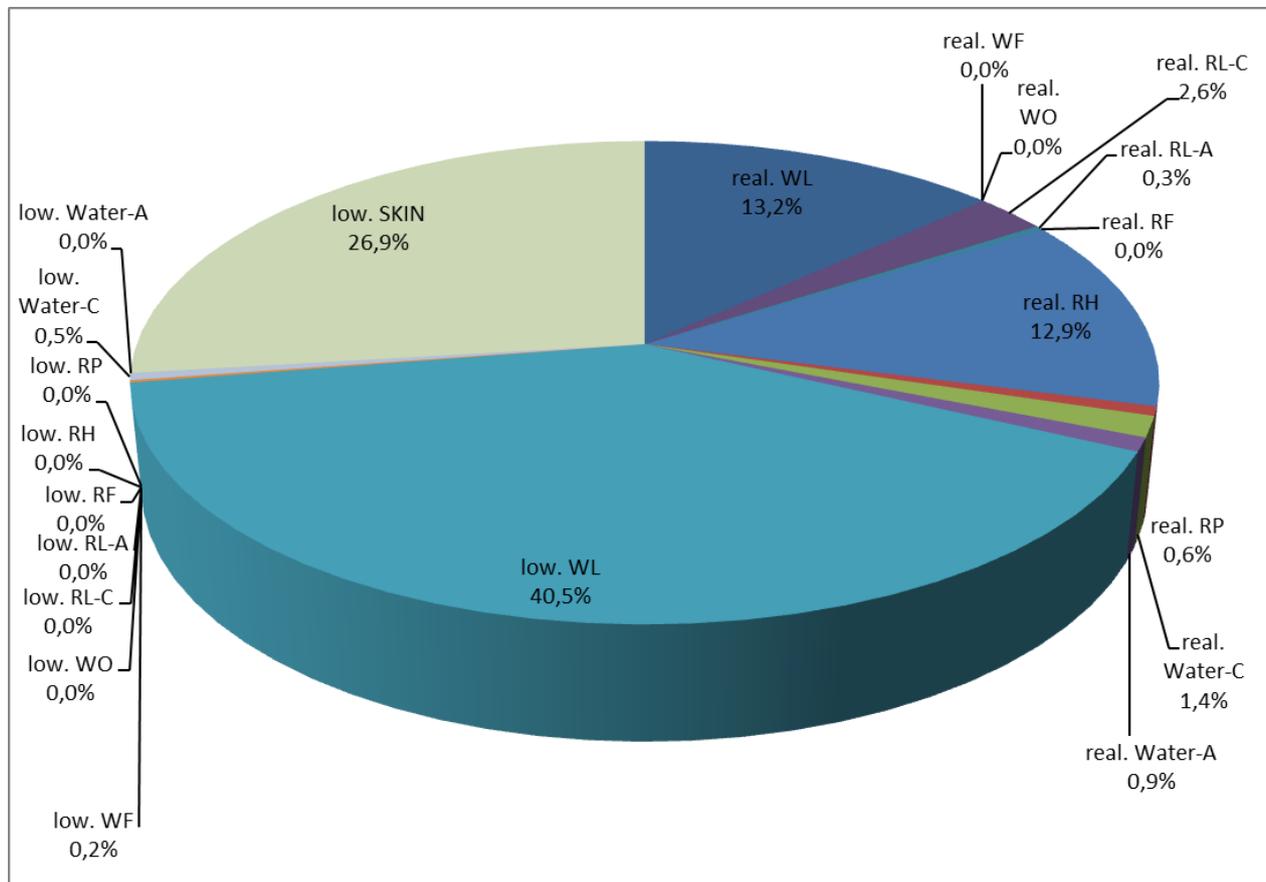
Abbildung 2.2: Anteile der grenzwertbestimmenden Szenarien im Satz der „Low probability“-Szenarien für die Berechnungsergebnisse nach Tabelle 2.5



Die zusammengefasste Darstellung der insgesamt grenzwertbestimmenden Szenarien zeigt Abbildung 2.3 in gleicher Weise wie die vorstehenden Einzelabbildungen. Mit den Vorsätzen „real.“ und „low.“ sind in der Abbildung die „realistischen“ und die „Low probability“-Szenarien unterschieden.

Insgesamt zeigt die Abbildung ein relativ ausgewogenes Bild der Verteilung der grenzwertbestimmenden Szenarien.

Abbildung 2.3: Anteile der insgesamt grenzwertbestimmenden Szenarien beider Sätze von Szenarien für die Berechnungsergebnisse nach Tabelle 2.5

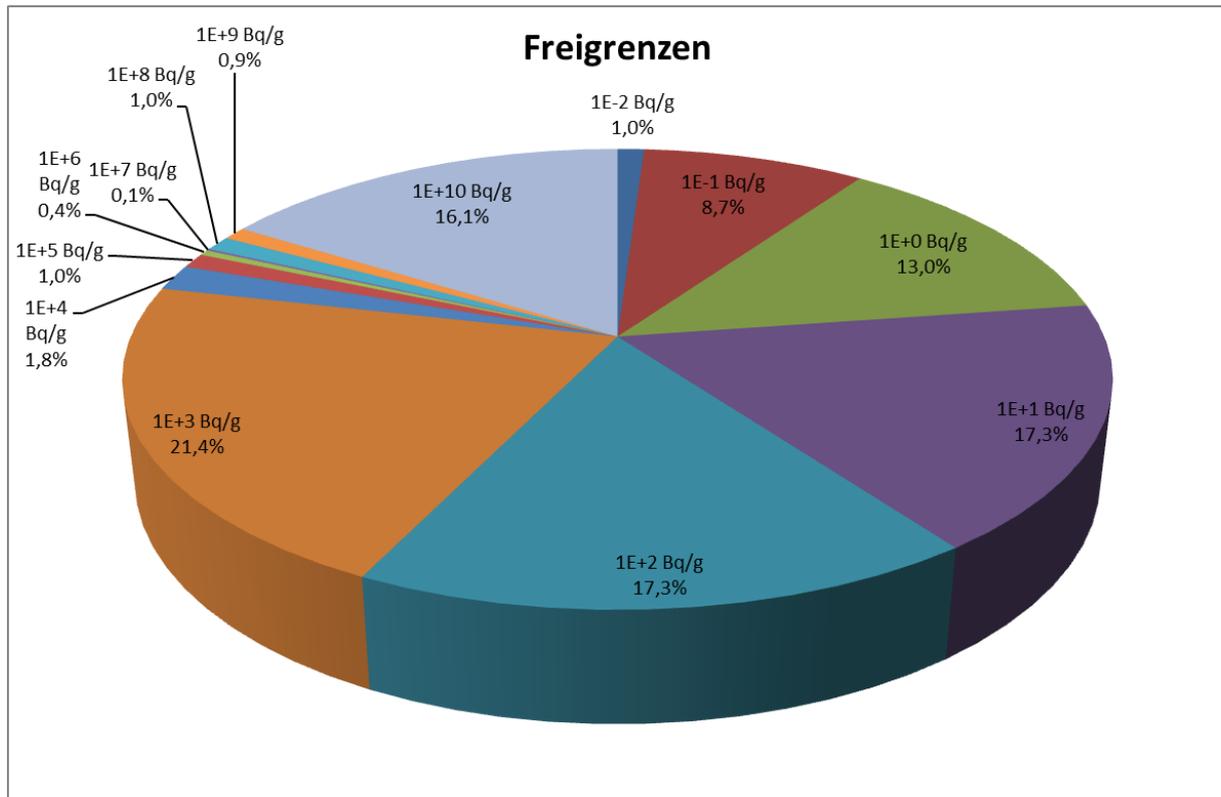


2.8.2 Auswertung bzgl. der berechneten Werte der Freigrenzen

Die in Abbildung 2.4 dargestellte Analyse der berechneten Werte für die Freigrenzen zeigt, dass der größte Anteil der Werte auf die Gruppen 10, 100 und 1.000 Bq/g entfällt, gefolgt von 0,1 und 0,01 Bq/g. Niedrigere Werte (0,01 Bq/g) und höhere Werte (10.000 Bq/g und mehr) kommen nur in sehr geringen Anteilen vor. Das Segment mit 10^{10} Bq/g kennzeichnet all diejenigen Nuklide, für die Szenarien gemäß SR 44 [IAE 05] keine adäquate Basis darstellen und denen daher – wie in Abschnitt 2.7 beschrieben – sinnvollerweise die bisherigen Freigrenzenwerte gem. Anl. III Tab. 1 Sp. 3 StrlSchV zugeordnet werden sollten.

Wenn der mit 10^{10} Bq/g gekennzeichnete Anteil unberücksichtigt bleibt, der ja keine realen Freigrenzenwerten darstellt, zeigt die in Abbildung 2.4 dargestellte Verteilung ein ausgewogenes Bild, indem der überwiegende Anteil der Freigrenzenwerte im Bereich 0,1 bis 1.000 Bq/g liegt und innerhalb der einzelnen Dekaden weitgehend gleiche Anteile aufweist. Dies ist gemäß der radiologischen Eigenschaften der Radionuklide sowie der Modellierung gemäß SR 44 zu erwarten.

Abbildung 2.4: Verteilung der absoluten Werte der Berechnungsergebnisse nach Tabelle 2.5



2.8.3 Auswertung bzgl. der Halbwertszeiten

Im Folgenden erfolgt eine Auswertung der Berechnungen bzgl. der Halbwertszeiten. In den folgenden Abbildungen ist die Verteilung der radiologisch führenden Szenarien in Abhängigkeit von der Halbwertszeit gezeigt, wobei auch unterschieden wurde zwischen den „realistischen“ und den „Low probability“-Szenarien. Diese Abbildungen zeigen jeweils in dreidimensionaler Darstellung die Verteilung derjenigen Szenarien, die den Freigabewert bestimmen, für die verschiedenen Bereiche von Halbwertszeiten. Die Szenarien sind auf der horizontalen Achse von links nach rechts aufgetragen, wobei wie zuvor mit den Vorsätzen „real.“ und „low.“ die „realistischen“ und die „Low probability“-Szenarien unterschieden werden. Mit der Zeile „max.“ sind die Fälle gekennzeichnet, in denen der Freigabewert des jeweiligen Radionuklids künstlich auf den Maximalwert 10^{10} Bq/g festgesetzt wurde, da kein Szenario zu einem niedrigeren Freigabewert geführt hätte. Hierbei handelt es sich also um diejenigen Radionuklide, die eine sehr geringe radiologische Relevanz haben.

Von vorne nach hinten sind die Bereiche der Halbwertszeiten aufgetragen, wobei hier speziell der Bereich der kürzeren Halbwertszeiten untersucht werden sollte. Daher sind Halbwertszeiten bis 1.000 d mit je drei Bereichen je Dekade quasi-logarithmisch dargestellt, Halbwertszeiten von mehr als 1.000 d sind als eine Gruppe zusammengefasst.

Die beiden Abbildungen unterscheiden sich wie folgt:

- In Abbildung 2.5 sind die Anteile der Szenarien über alle Radionuklide hinweg dargestellt. Die Summe aller Säulen ergibt 100 %.
- In Abbildung 2.6 sind dagegen die Anteile der Szenarien jeweils über eine Gruppe von Halbwertszeiten normiert. Die Summe der Säulen, die zu einem Bereich von Halbwertszeiten gehören, ergibt 100 %.

Abbildung 2.5: Verteilung der dosisbestimmenden Szenarien in Abhängigkeit von der Halbwertszeit. Der dargestellte Anteil ist auf die Gesamtzahl der Nuklide bezogen.

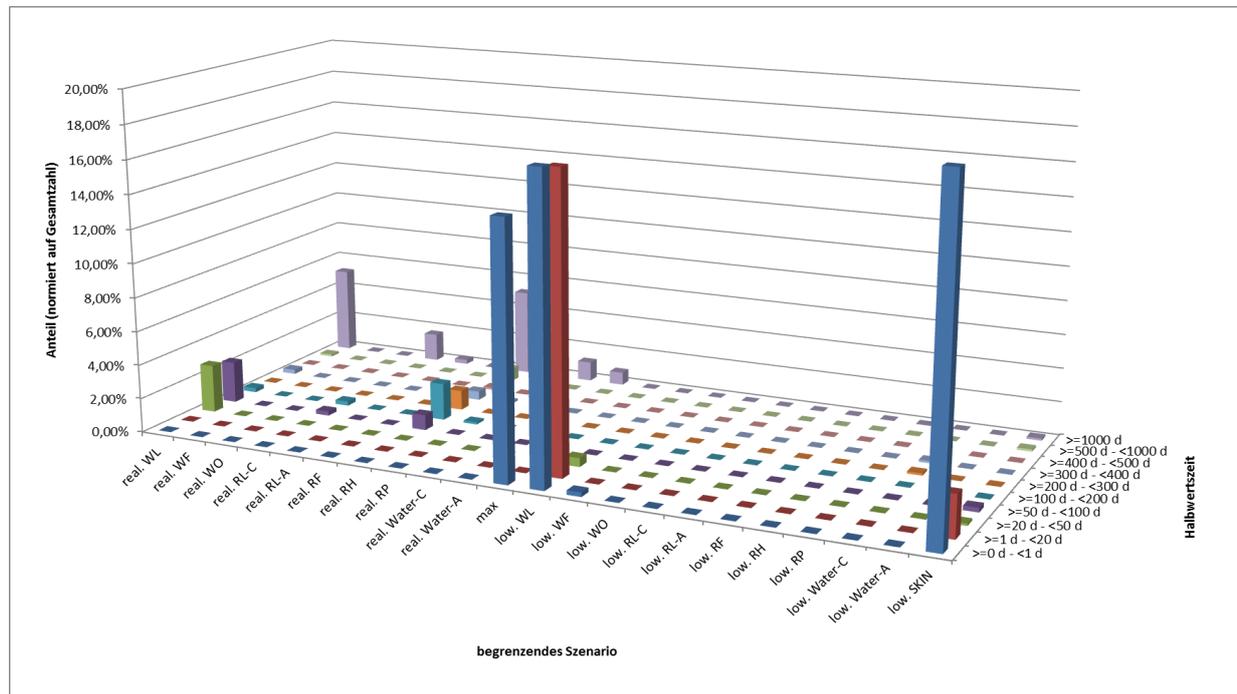
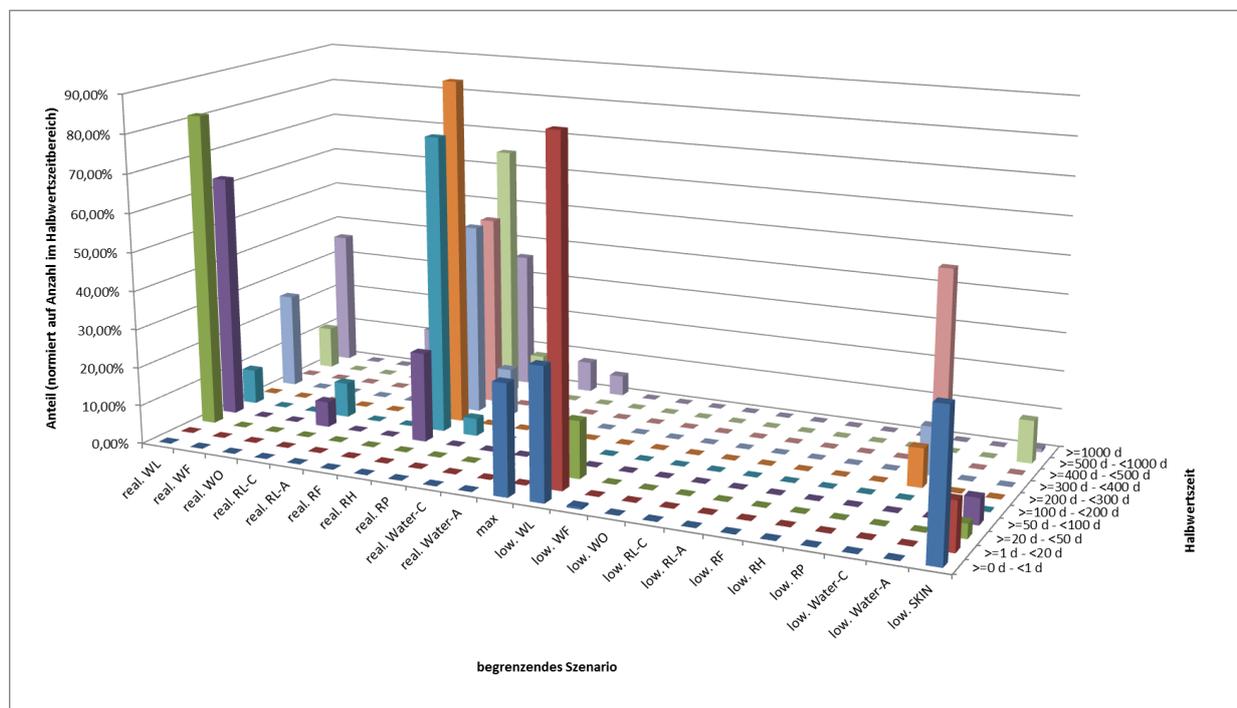


Abbildung 2.6: Verteilung der dosisbestimmenden Szenarien in Abhängigkeit von der Halbwertszeit. Der dargestellte Anteil ist auf die Anzahl der Nuklide im jeweiligen Bereich für die Halbwertszeit bezogen.



Insgesamt können aus beiden Abbildungen die folgenden Schlüsse gezogen werden:

- Für die große Anzahl von Radionukliden mit sehr kurzen Halbwertszeiten unter 1 d ist entweder kein Szenario freigabewertbestimmend, so dass der Maximalwert zugeordnet wurde

(Zeile „max.“), oder es ergeben sind rechnerisch die „Low probability“-Szenarien WL und SKIN als freigabewertbestimmend. Dies ist jedoch keine inhaltlich relevante Aussage, da die Szenarien durch ihre im Vergleich zu den anderen Szenarien geringen Korrekturen bzgl. der Zerfallszeit vor und während des Szenarios zu einer vergleichsweise hohen Aktivitätskonzentration führen.

- Für die Gruppe von Radionukliden mit Halbwertszeiten zwischen 1 d und 20 d ergibt sich ein ähnliches Bild, allerdings treten hier keine solchen Radionuklide auf, für die kein Szenario freigabewertbestimmend ist und der Maximalwert zugeordnet wurde (Zeile „max.“).
- Ab der Gruppe von Radionukliden mit Halbwertszeiten ab 20 d beginnt der Bereich, der sinnvoll von den Szenarien gem. SR 44 abgebildet wird. Hier wird zunächst das Szenario „WL“ führend (insbesondere in der „realistischen“ Version). Erst ab Halbwertszeiten ab 100 d wird auch das Szenario „RH“ zunehmend freigabewertbestimmend, da erst dann die Halbwertszeiten so groß sind, dass der radioaktive Zerfall vor und während des Szenarios, das einen Bewohner eines unter Verwendung kontaminierten Materials erbauten Hauses beschreibt, nicht mehr zu einer zu schnellen Aktivitätsreduktion führt.
- Die Radionuklide, deren Freigabewerte über den Wasserpfad bestimmt werden, müssen eine hinreichend lange Halbwertszeit aufweisen, damit sie nach Migration über Grundwasser und den unterstellten radioökologischen Pfaden überhaupt noch in relevanter Aktivitätskonzentration vorhanden sind. Daher finden sich diese Szenarien („Water-A“ und „Water-C“) erst ab Halbwertszeiten von mehr als etwa 1 a.

Diese Analyse zeigt, dass sich die Halbwertszeit des jeweiligen Radionuklids sehr empfindlich in den Szenarien auswirkt. Einen Überblick gibt Tabelle 11.2 im Anhang. Die dort gewählten Zerfallszeiten vor und während des Szenarios sind – wie auch klar in SR 44 bzw. RS-G-1.7 zum Ausdruck gebracht wird – auf Radionuklide ausgerichtet, die nicht zu schnell zerfallen und somit überhaupt während des Ablaufs der Szenarien noch präsent sein können. Die Anwendung der Szenarien aus SR 44 bzw. RS-G-1.7 für sehr kurzlebige Radionuklide würde daher einen ernstlichen Fehler darstellen.

2.8.4 Auswertung bzgl. der Eigenschaften der Radionuklide

Im Folgenden erfolgt eine Auswertung der Berechnungen bzgl. der Eigenschaften der Radionuklide. Da die vollständige Liste der Radionuklide in Anl. III Tab. 1 StrlSchV sehr umfangreich und sehr heterogen ist, muss zuvor eine sinnvolle Gruppeneinteilung erfolgen und es muss definiert werden, anhand welcher Kriterien die Radionuklide diesen Gruppen zugeordnet werden.

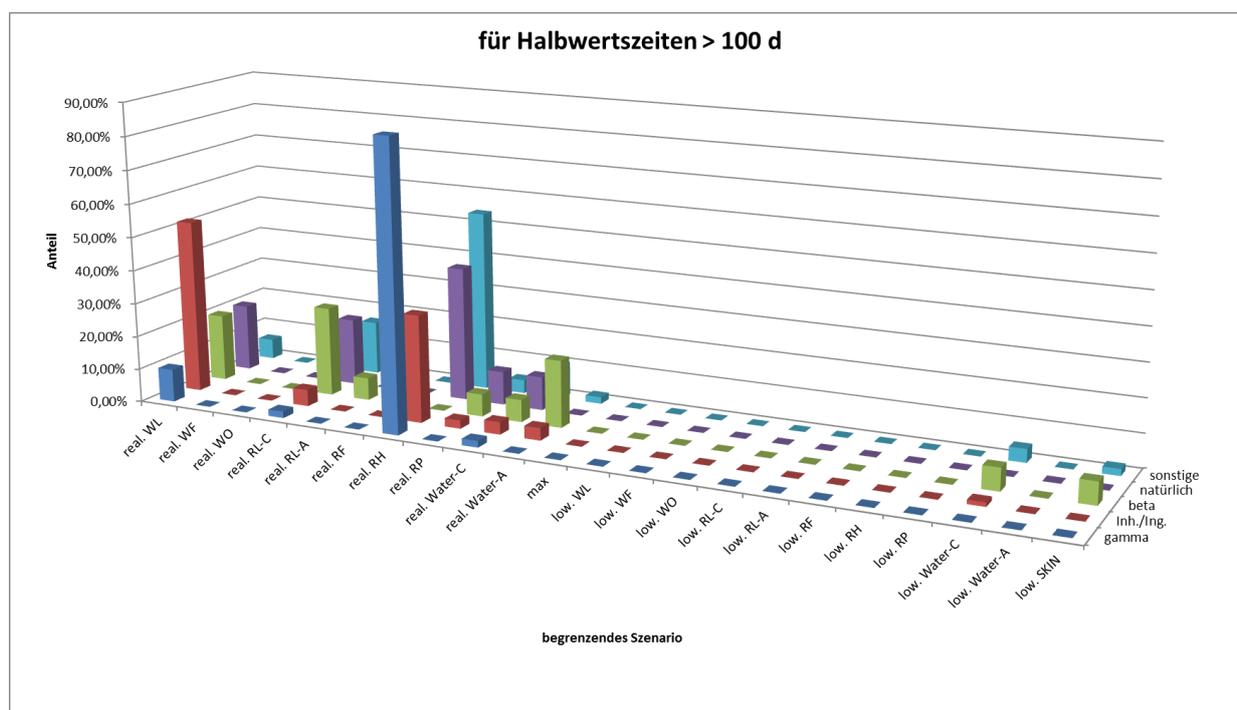
Als praktikabel hat sich auch in anderen radiologischen Untersuchungen die folgende Gruppeneinteilung erwiesen:

- Radionuklide mit einem hohen Dosiskoeffizienten für externe Gammastrahlung. Hierzu gehören u. a. Co-60, Cs-137+ und einige weitere Radionuklide, die in der Kontamination von Kernkraftwerken dominant sind.
- Radionuklide mit hohen Inhalations- und Ingestionsdosiskoeffizienten: Hierzu gehören Sr-90, Am-241 u. a., darunter stark betastrahlende Radionuklide, die keine wesentlichen Gammalinen aussenden, sowie alphastrahlende Radionuklide.
- Schwach betastrahlende Radionuklide, die keine Alphastrahler sind: Hierzu gehören H-3 und C-14.
- Radionuklide „natürlichen“ Ursprungs, d. h. K-40 und alle Radionuklide der U-238- und der Th-232-Zerfallsreihe.
- Sonstige Radionuklide: alle, die sich nicht eindeutig den vorgenannten Gruppen zuordnen lassen.

Für diese Bewertung werden nur Radionuklide einbezogen, die eine hinreichend lange Halbwertszeit haben, so dass die Eigenschaften der Szenarien zum Tragen kommen und die berechneten Freigrenzen nicht primär durch den schnellen Zerfall der Radionuklide vor und während der Szenarien bestimmt werden. Als kleinste Halbwertszeit für diese Analyse werden daher 100 Tage angesetzt.

Für die genannten Radionuklidgruppen werden in Abbildung 2.7 die Anteile der freigabewertbestimmenden Szenarien aufgetragen. Wie in den vorherigen Abbildungen ist von links nach rechts das freigabewertbestimmende Szenario aufgetragen, von vorne nach hinten die oben genannten Gruppen. Auf der Ordinate sind je Nuklidgruppe die auf 100 % normierten Anteile der Szenarien als Säulen dargestellt.

Abbildung 2.7: Verteilung der dosisbestimmenden Szenarien für die vier Radionuklidgruppen



Aus Abbildung 2.7 können folgende Ergebnisse abgelesen werden:

- Für die 1. Gruppe der Radionuklide mit einem hohen Dosiskoeffizienten für externe Gammastrahlung ist insbesondere das Szenario RH führend. In diesem Szenario wird die Exposition hauptsächlich durch externe Bestrahlung bewirkt, während Inhalation und Ingestion eine geringe Rolle spielen. Das nächstfolgende Szenario ist WL, da auch hier die externe Bestrahlung für den Arbeiter auf der Deponie bzw. der Halde einen hohen Beitrag zur Gesamtdosis leistet.
- Für die 2. Gruppe der Radionuklide mit hohen Inhalations- und Ingestionsdosiskoeffizienten sind dieselben Szenarien führend, allerdings mit umgekehrten Relevanz. Das führende Szenario WL enthält der neben der externen Exposition durch Gammastrahlung auch relevante Anteile von Staubinhalation und beschreibt insgesamt eine recht hohe Exposition, so dass es für viele Radionuklide führend ist. Der hohe Anteil des Szenarios RH bei dieser Gruppe von Radionukliden ist nicht ursächlich auf die Exposition durch Inhalation und Ingestion zurückzuführen, die hierbei gar nicht unterstellt wird, sondern sie ergibt sich aus der Tatsache, dass die Radionuklide neben hohen Dosiskoeffizienten für Inhalation und Ingestion auch Gammastrahlung aussenden (dass das Szenario RH bei Radionukliden, die keine Gammastrahlung

aussenden, keine Bedeutung hat, zeigt das Ergebnis in der 3. Reihe „beta“). In dieser Kategorie sind außerdem noch einige Radionuklide über die Wasserpfade begrenzt, wobei hierbei fast ausschließlich die „realistischen“ Szenarien führend sind.

- Für die 3. Gruppe der schwach betastrahlende Radionuklide, die keine Alphastrahler sind und auch keine Gammastrahlung aussenden, sind solche Szenarien grenzwertbestimmend, bei denen Ingestion und Inhalation eine Rolle spielen. Es sind dies neben dem Szenario WL und den Wasserpfaden auch die Szenarien RL, bei denen eine Person durch Staub, der von einer Deponie oder Halde abgeweht wird, durch Inhalation, Direktiongestion und Sekundäringestion exponiert wird, sowie das Szenario RP, bei dem eine Person durch Staub auf einer öffentlichen Fläche, die mit rezykliertem Material bedeckt ist, exponiert wird. Daneben ist auch das Szenario SKIN relevant, das eine Hautkontamination mit Exposition durch Betastrahlung beschreibt.
- Für die 4. Gruppe der Radionuklide „natürlichen“ Ursprungs sind ebenfalls Szenarien relevant, die vorwiegend durch Inhalation und Ingestion wirken. Der Grund ist, dass die meisten Radionuklide der natürlichen Zerfallsreihen alphastrahlend sind oder als Tochternuklid ein alphastrahlendes Nuklid aufweisen.
- Für die 5. Gruppe aller sonstigen Radionuklide sind ganz ähnliche Szenarien wie für die 4. Gruppe der Radionuklide „natürlichen“ Ursprungs relevant, wobei auch die relativen Anteile recht ähnlich sind. Dies liegt daran, dass diese Radionuklide ebenfalls über Inhalation und Ingestion wirken, nicht jedoch über externe Bestrahlung durch Gammastrahlung.

Insgesamt zeigt diese Auswertung, dass die Verschiedenheit der Szenarien zu einer sinnvollen Begrenzung aller Arten von Radionukliden je nach ihrer radiologischen Relevanz führt. Die radiologischen Eigenschaften der Radionuklide spiegeln sich in den Expositionspfaden, die für die jeweils begrenzenden Szenarien charakteristisch sind.

2.8.5 Auswertung bzgl. der zahlenmäßigen Verhältnisse

Daneben kann gibt die Analyse der Verhältnisse zwischen den neuen Freigrenzen aus RS-G-1.7 [IAE 04] und den Freigrenzen nach Anl. III Tab. 1 Sp. 3 StrlSchV sowie den Freigabewerten nach Anl. III Tab. 1 Sp. 5 StrlSchV in Abhängigkeit der begrenzenden Szenarien Auskunft darüber, wie sich die Parameterwertesätze für große Materialmengen und für „moderate amounts“ zueinander in den verschiedenen Szenarien verhalten. Die folgenden Abbildungen zeigen hierzu eine graphische Darstellung dieser Verhältnisse, wobei zunächst auf die Freigrenzen (Abbildung 2.8 und Abbildung 2.9) und dann auf die Freigabewerte (Abbildung 2.10 und Abbildung 2.11) eingegangen wird, hierbei jeweils unterschieden zwischen allen Radionukliden und solchen mit Halbwertszeiten von mehr als 20 Tagen (hierdurch werden diejenigen mit sehr geringen Halbwertszeiten ausgeblendet, die das Bild verfälschen; vgl. Abschnitte 2.7 und 2.8.3).

Abbildung 2.8: Verhältnisse zwischen den neuen Freigrenzen aus RS-G-1.7 und den Freigrenzen nach Anl. III Tab. 1 Sp. 3 StrlSchV in Abhängigkeit der begrenzenden Szenarien (alle Nuklide)

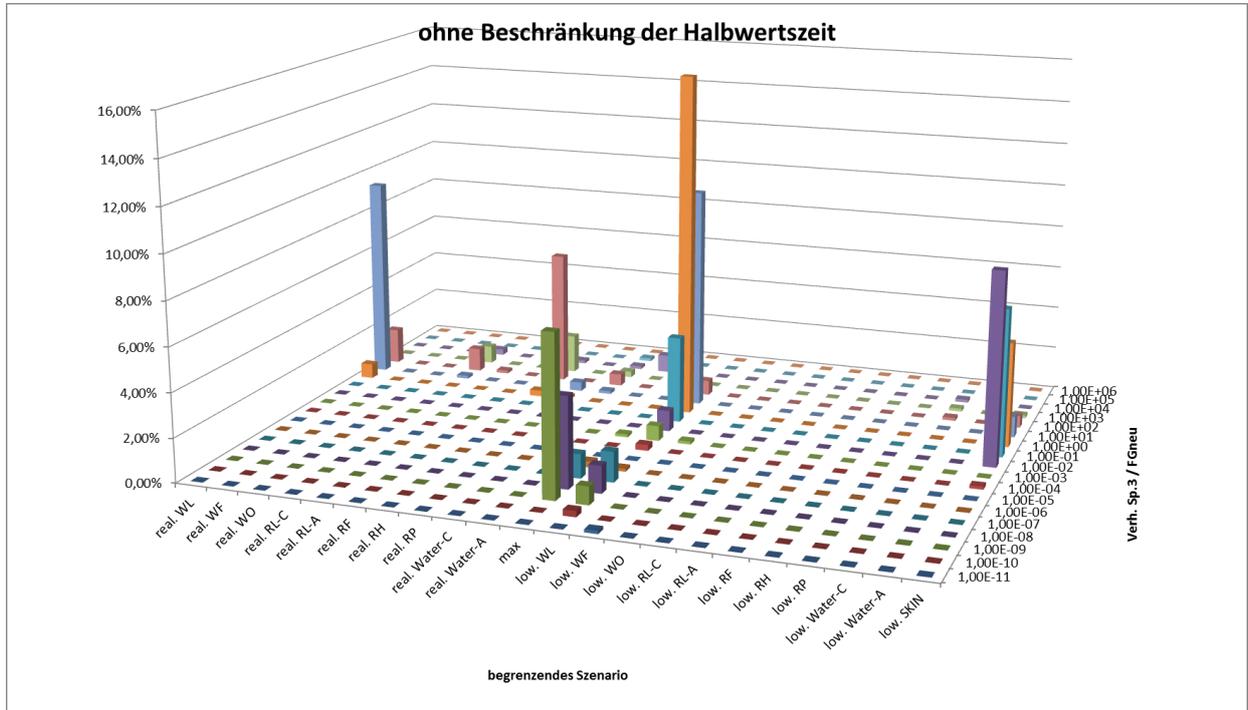


Abbildung 2.9: Verhältnisse zwischen den neuen Freigrenzen aus RS-G-1.7 und den Freigrenzen nach Anl. III Tab. 1 Sp. 3 StrlSchV in Abhängigkeit der begrenzenden Szenarien (für Radionuklide mit Halbwertszeiten > 20 d)

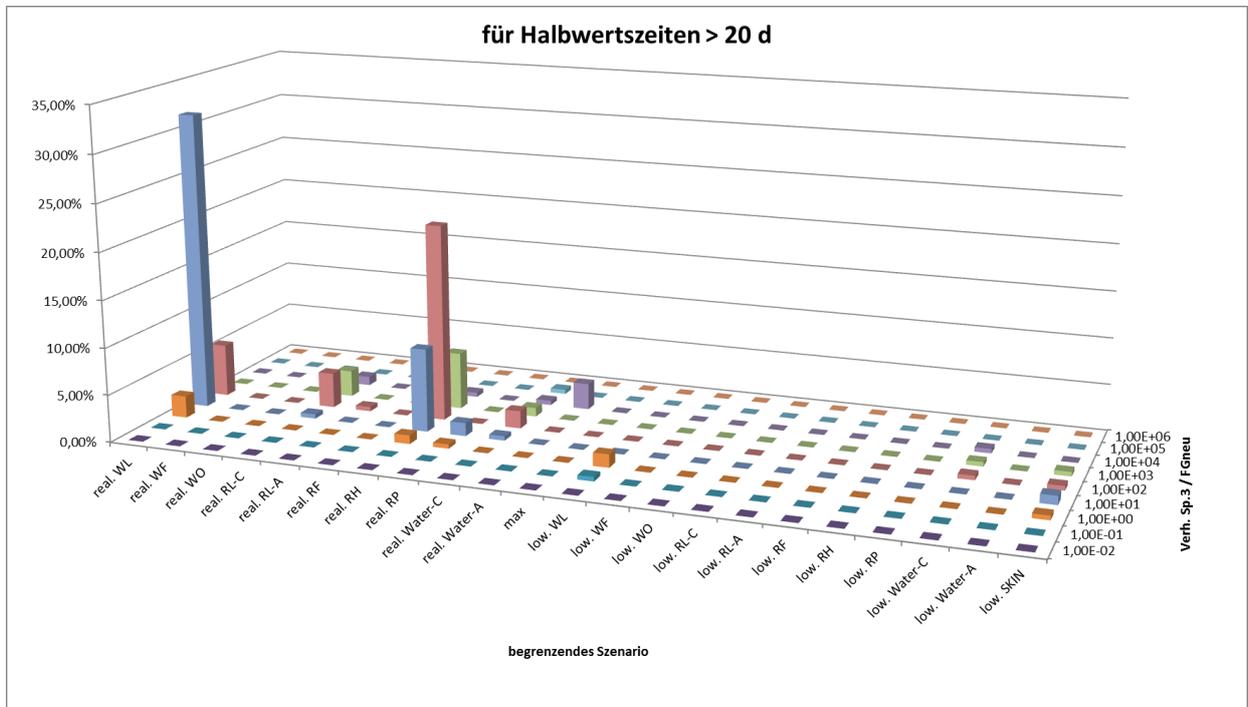


Abbildung 2.10: Verhältnisse zwischen den neuen Freigrenzen aus RS-G-1.7 und den Freigabewerten nach Anl. III Tab. 1 Sp. 5 StrlSchV in Abhängigkeit der begrenzenden Szenarien (alle Nuklide)

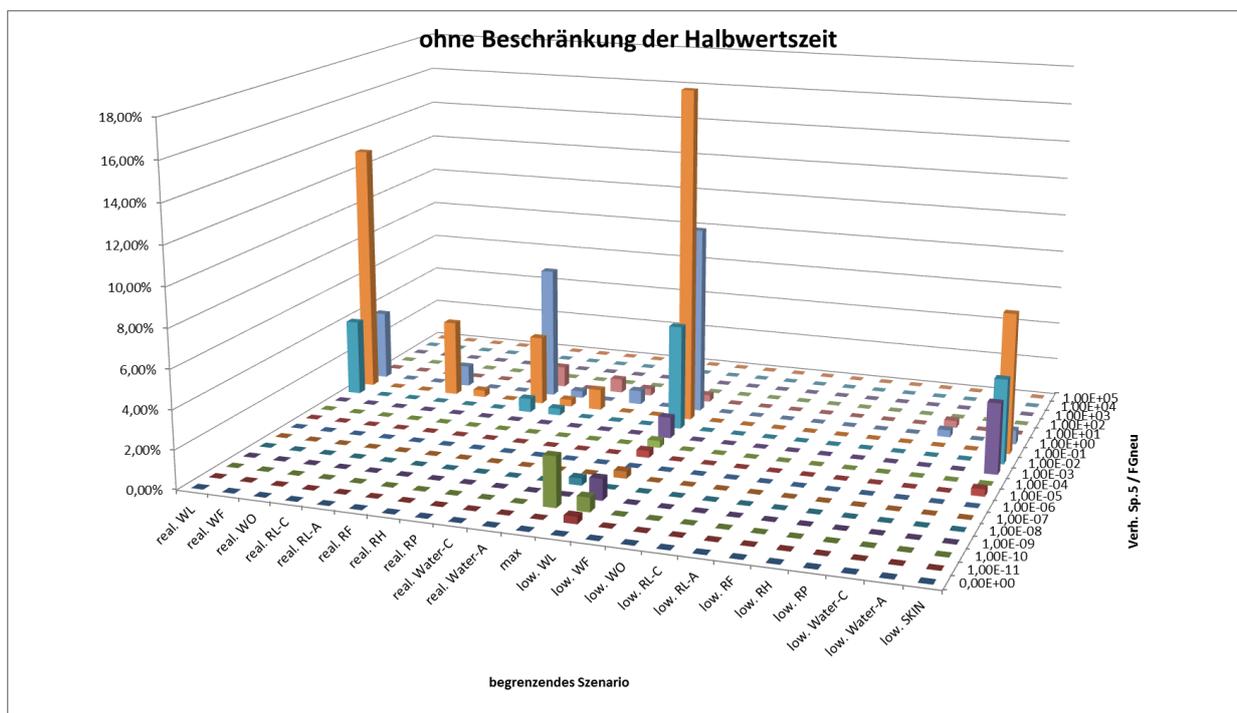
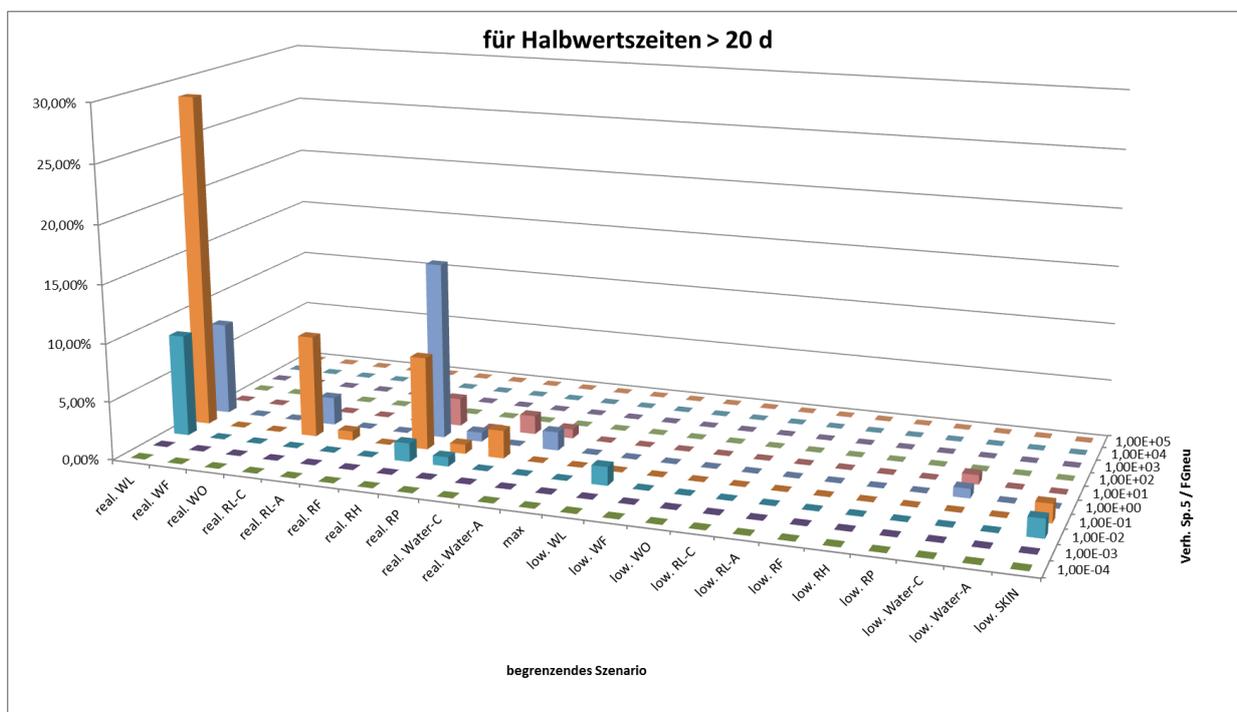


Abbildung 2.11: Verhältnisse zwischen den neuen Freigrenzen aus RS-G-1.7 und den Freigabewerten nach Anl. III Tab. 1 Sp. 5 StrlSchV in Abhängigkeit der begrenzenden Szenarien (für Radionuklide mit Halbwertszeiten > 20 d)



Es wird zunächst deutlich, dass bei Einbeziehung aller Radionuklide (Abbildung 2.8 und Abbildung 2.10) die Aktivitätsverhältnisse jeweils erheblich mehr Zehnerpotenzen überspannen als im Fall, dass nur die Radionuklide mit Halbwertszeiten von mehr als 20 d einbezogen werden. Dies liegt daran,

dass bei Anwendung der Szenarien aus SR 44 [IAE 05] für Radionuklide mit kurzen Halbwertszeiten eine erhebliche Verzerrung der Ergebnisse eintritt, da die Szenarien hierfür nicht geeignet sind (vgl. Abschnitte 2.7 und 2.8.3). Aus diesem Grunde beschränkt sich die folgende Darstellung auf die Radionuklide mit längeren Halbwertszeiten, wie sie in Abbildung 2.9 für die Freigrenzen nach Anl. III Tab. 1 Sp. 3 StrlSchV und in Abbildung 2.11 für die Freigabewerte nach Anl. III Tab. 1 Sp. 5 StrlSchV gezeigt ist.

In Bezug auf die massenbezogenen Freigrenzen nach Anl. III Tab. 1 Sp. 3 StrlSchV zeigt Abbildung 2.9 Aktivitätsverhältnisse zwischen diesen Freigrenzen und den neuen Freigrenzen aus RS-G-1.7 [IAE 04], die von 10^{-1} bis 10^5 reichen. Die meisten Aktivitätsverhältnisse werden durch die Szenarien WL (Arbeiter auf einer Deponie) und RH (Bewohner eines Hauses, das unter Verwendung freigegebenen Materials gefertigt wurde). Die Werte der Aktivitätsverhältnisse liegen zwischen 1 und 100 mit maximaler Anzahl bei 10 für das Szenario WL und zwischen 10 und 1000 mit maximaler Anzahl bei 100 für das Szenario RH. Dies zeigt, dass die hauptsächlich für Radionuklide mit starker Gammastrahlung sowie Radionuklide mit hohem Dosiskoeffizienten für Inhalation und Ingestion relevanten Szenarien für den Geltungsbereich auch für mehrere 100.000 Mg gem. RS-G-1.7 restriktiver modelliert sind als die entsprechenden Werte der Freigrenzen für „moderate amounts“ nach RP 65 [CEC 93], wie es mit der Erwartung übereinstimmt. Weitere Szenarien, die für Aktivitätsverhältnisse in gleichen Größenordnungen bestimmend sind, sind RL (Anwohner neben einer Deponie oder Halde) und die Wasserpfade. Insgesamt zeigt das Diagramm, dass die meisten Aktivitätsverhältnisse bei 10 und bei 100 liegen. Die meisten Freigrenzen nach RS-G-1.7 sind also ein bis zwei Größenordnungen als diejenigen nach Anl. III Tab. 1 Sp. 3 StrlSchV.

In Bezug auf die Freigabewerte für die uneingeschränkte Freigabe nach Anl. III Tab. 1 Sp. 5 StrlSchV zeigt Abbildung 2.11 ein prinzipiell recht ähnliches Bild wie für die Freigrenzen nach Anl. III Tab. 1 Sp. 3 StrlSchV, jedoch erstrecken sich die Aktivitätsverhältnisse erwartungsgemäß über Bereiche mit kleineren Werten. Die durch das Szenario WL bestimmten Aktivitätsverhältnisse liegen zwischen 0,01 und 1 mit maximaler Anzahl bei 0,1, die durch das Szenario RH bestimmten Aktivitätsverhältnisse zwischen 0,01 und 10 mit maximaler Anzahl bei 1. Das bedeutet, dass für die Mehrzahl der Radionuklide die neuen Freigabewerte nach RS-G-1.7 höher liegen als für die bisherige uneingeschränkte Freigabe nach Anl. III Tab. 1 Sp. 5 StrlSchV. Für einige über Wasserpfade begrenzte Radionuklide sind die neuen Freigabewerte dagegen um eine Größenordnung niedriger als die aktuellen Werte der Sp. 5. Dies zeigt, dass die Konservativität der Szenarien in SR 44 [IAE 05] für die durch externe Bestrahlung und vorwiegend durch Inhalation bestimmten Freigabewerte ähnlich wie in [DEC 98] und [SSK 98] liegt, dass der Wasserpfad in SR 44 deutlich konservativer modelliert ist als die entsprechenden Szenarien mit Ingestion.

Alle anderen, hier nicht angesprochenen Szenarien in Abbildung 2.9 und Abbildung 2.11 betreffen jeweils nur eine kleine Zahl von Radionukliden. Eine detaillierte Diskussion hierzu ist nicht sinnvoll möglich und würde diesen zahlenmäßigen Vergleich überstrapazieren, da in vielen Fällen das jeweils angewendete Rundungsverfahren (vgl. Abschnitt 2.4) für die Zuordnung in die eine oder andere Zehnerpotenz verantwortlich ist, während die ungerundeten Werte nah beieinander lagen.

2.8.6 Auswertung bzgl. der speziellen Szenarien für die Hautkontamination

Im Folgenden erfolgt eine Auswertung der Berechnungen speziell bzgl. der Szenarien für die Hautkontamination. Dieses Szenario ist für die folgenden Radionuklide grenzwertbestimmend, wobei zur Vermeidung von Verfälschungen durch den radioaktiven Zerfall vor und während der Szenarien nur Radionuklide mit einer Halbwertszeit von mehr als 20 Tagen einbezogen werden:

- P-33, Sr-89+, Pm-147, W-185, Re-187

Bei diesen Radionukliden handelt es sich um Betastrahler, die über keine oder nur sehr schwache Gammaemissionen verfügen und die außerdem relativ niedrige Dosiskoeffizienten für Inhalation und Ingestion aufweisen. Sie wirken daher vorwiegend über die Hautkontamination.

Das Szenario für die Hautkontamination in SR 44 [IAE 05] ist in Abschnitt 11.5 im Anhang beschrieben. Dort wird auch die Vorgehensweise bei der Anwendung des Grenzwerts für die Hautkontamination von 50 mSv/a erläutert. Hierbei werden die beiden folgenden Faktoren einbezogen:

- der Gewichtungsfaktor für Haut von 0,01 zur Berechnung der effektiven Dosis und
- der Anteil der exponierten Haut von 0,1 (kontaminierte Fläche ca. 2.000 cm² entspr. ca. 10 % der Gesamt-Körperfläche von 2 m²).

Da das Szenario in SR 44 als eines mit niedriger Wahrscheinlichkeit eingestuft wird, ist die resultierende Effektivdosis mit dem Dosisgrenzwert 1 mSv/a und nicht mit 10 µSv/a zu vergleichen. In diesem Fall ist jedoch der Dosisgrenzwert für die Haut von 50 mSv/a restriktiver, da dieser einer effektiven Dosis von 0,5 mSv/a entspräche. Daher wird dieser Dosisgrenzwert für das Szenario SKIN gewählt.

Im Hinblick auf die Frage, ob dieser Ansatz im Vergleich zur Anwendung des Dosisrichtwerts als konservativ zu bezeichnen ist, erfolgt der Vergleich in Tabelle 2.7. Dort sind für die genannten Nuklide die begrenzenden Szenarien aus dem Satz der „realistischen“ und der „Low probability“-Szenarien aufgeführt. Es ist erkennbar, dass in allen Fällen die „realistischen“ Szenarien mindestens einen Faktor 2, für P-33 sogar um fast 2 Größenordnungen weniger restriktiv sind als das Szenario SKIN. Daher kann der in SR 44 verfolgte Ansatz für die Modellierung der Hautkontamination als insgesamt konservativ bezeichnet werden.

Tabelle 2.7: Vergleich der Beiträge der „realistischen“ und der „Low probability“-Szenarien aus SR 44 [IAE 05] für die über die Hautkontamination begrenzten Radionuklide

Nuklid	Realistische Szenarien		„Low probability“-Szenarien	
	Freigrenze [Bq/g]	begrenzendes Szen.	Freigrenze [Bq/g]	begrenzendes Szen.
P-33	3,6E+04	WL	5,8E+02	SKIN
Sr-89	1,1E+03	WL	3,5E+02	SKIN
Pm-147	1,3E+03	RP	7,1E+02	SKIN
W-185	3,9E+03	WL	7,1E+02	SKIN
Re-187	1,1E+03	RL-C	3,5E+02	SKIN

2.8.7 Auswertung bzgl. der speziellen Szenarien für den Wasserpfad

Im Folgenden erfolgt eine Auswertung der Berechnungen speziell bzgl. der Szenarien für den Wasserpfad. Diese Szenarien sind im Detail im Anhang B in Abschnitt 11.6 beschrieben und sind für die folgenden Gruppen von Radionukliden grenzwertbestimmend, wobei zur Vermeidung von Verfälschungen durch den radioaktiven Zerfall vor und während der Szenarien nur Radionuklide mit einer Halbwertszeit von mehr als 20 Tagen einbezogen werden:

- „realistische“ Szenarien Wasserpfad: H-3, C-14, Se-79, Zr-93, Nb-93m, Mo-93, Cd-113, Cd-113m, Sn-121m, Sn-126, Te-123, I-129, Tl-204, Bi-210m, Th-230
- „Low probability“-Szenarien Wasserpfad: Ru-106+, Cd-109+, Sn-119m.

Bei diesen Radionukliden handelt es sich um solche, die alle eine hinreichend hohe Halbwertszeit aufweisen, so dass bei der Migration über den Grundwasserpfad der radioaktive Zerfall nicht zu einer zu starken Reduktion der Aktivität führt, und bei denen in den meisten Fällen sehr niedrige K_d-Werte

vorliegen (vgl. Tabelle 2.8). Die Radionuklide Mo-93, Zr-93 und Th-230 weisen keine niedrigen K_d -Werte auf, für sie ergibt sich der Wasserpfad als führend, da die Dosisbeiträge über die anderen Pfade eher gering sind.

Tabelle 2.8: In SR 44 [IAE 05] verwendete K_d -Werte für die Radionuklide, die in SR 44 über einen Wasserpfad begrenzt werden

K_d-Wert (Bereich) [cm^3/g]	Elemente
0	H, C, Se, Nb, Cd, Sn, Te, I, Tl, Bi,
0,1	I
10 – 100	Mo
100 – 1.000	Zr
> 1.000	Th

Tabelle 2.9 zeigt einen Vergleich der Dosisbeiträge (bezogen auf 1 Bq/g), die sich durch das jeweils nächstführende Szenario im Vergleich zu einem der Wasserpfade ergeben. Es ist erkennbar, dass der Wasserpfad bei den radiologisch relevanten Radionukliden der oben aufgeführten Liste insbesondere für H-3, C-14 und I-129 sehr stark begrenzend wirkt und eine Reduktion der Freigrenze um 1 bis 2 Zehnerpotenzen bewirkt. Der Grund ist, dass der Wasserpfad sehr restriktiv modelliert ist, wie unten diskutiert wird.

Tabelle 2.9: Vergleich der Dosisbeiträge der jeweils nächstführenden Szenarien und des Wasserpfades für die Radionuklide, die in SR 44 über einen Wasserpfad begrenzt werden

Nuklid	Dosisbeitrag nächstführendes Szenario [($\mu\text{Sv/a}$)/(Bq/g)]		Dosisbeitrag Wasserpfad [($\mu\text{Sv/a}$)/(Bq/g)]	
H-3	7,50E-02	RL-C	3,32E-01	Water-A
C-14	7,61E-01	RL-C	5,82E+00	Water-A
Se-79	1,90E+00	RL-C	7,26E+01	Water-C
Zr-93	1,60E-02	WL	2,18E+00	Water-C
Nb-93m	5,80E-03	RL-C	2,18E+00	Water-C
Mo-93	1,06E+00	RL-C	2,27E+00	Water-C
Ru-106	1,76E+01	RH	3,74E+01	Water-C
Cd-109	1,44E+00	RL-C	9,30E+00	Water-C
Cd-113	2,01E+01	RL-C	2,17E+02	Water-A
Cd-113m	1,77E+01	RL-C	1,83E+02	Water-A
Sn-119m	1,44E-01	RL-C	1,39E+00	Water-C
Sn-121m	8,04E-01	RL-C	1,04E+01	Water-C
Sn-126	5,39E+01	RH	7,92E+01	Water-C
Te-123	0,00E+00		3,85E+01	Water-A
I-129	2,99E+00	RL-C	4,45E+02	Water-A
Tl-204	8,80E+00	RL-C	1,66E+01	Water-C
Bi-210m	3,35E+01	RH	2,36E+02	Water-C
Th-230	1,91E+01	WL	4,70E+01	Water-C

Die Bewertung des Wasserpfad es ist bereits in der Untersuchung RP 157 [THI 08] erfolgt. Hierzu wurde in RP 157 in den Abschnitten 4.3.4.6 („Comparison of other Sets of Scenarios“) und 5.3 („Concluding Remarks“) ausgeführt:

“The most distinct difference between Safety Report 44 and RP 122 Part I is the fact that the calculations in Safety Report 44 include a separate scenario describing a groundwater pathway with subsequent water use via a private well. This scenario is quite elaborate and is structured into the sections leaching of radionuclides and their retardation in the contaminated zone, migration of the radionuclides with the seepage through the contaminated and the unsaturated zone, calculation of the activity in the water in the well, use of this water for irrigation of plants, for drinking and for breeding of fish.

A scenario with this structure is commonly used in radioecological calculations for generic analyses, taking into account enveloping data for a certain country (annual precipitation, infiltration of precipitation into the soil, characteristics of groundwater bodies etc.) or for the analysis of a certain site, where such parameters are established from measurements. The main reason why such a scenario has not been included in RP 122 Part I is that the members of the Article 31 Expert Group who were steering the development of RP 122 Part I and the calculations being performed in the technical working group were of the opinion that the variability of parameter values would be so large between EU Member States in different climates and with significant differences in geology, crop growing, dietary habits etc., that it would be impossible to choose one set of parameters in a meaningful way. It had therefore been decided not to develop a scenario describing secondary ingestion via water pathways, but instead to design the scenarios for direct ingestion to encompass possible water pathway scenarios.

In the initial set of scenarios of Safety Report 44, the water pathway had not been included. It has only been introduced later, after all working groups had finalised their work. This becomes visible from the fact that the results in Safety Report 44 are presented once without and once with taking this scenario into account. This scenario is therefore to be regarded as an additional justification *a posteriori* for the other ingestion scenarios.

The fact that this scenario is included in only one of the two documents does not constitute a fundamental difference, as the number of clearance levels which are affected by this scenario is comparatively small.”

“The inclusion of a water pathway scenario in IAEA Safety Report 44 is questionable², as it cannot adequately accommodate the varying situations in countries of different climates, water balance, precipitation rates, hydrogeology etc. A pathway that may be over-conservative for regions abundant with water may not be enveloping for arid regions.”

Diese Kritik am Konzept der Wasserpfade in SR 44 hat jedoch weder seitens der IAEA noch seitens der Europäischen Kommission bei der Erstellung der Wertesätze in Anh. VII Tab. A der EU-Grundnormen zu einer Veränderung der Parameter oder der Szenarien an sich geführt. Auch die Tatsache, dass der Wasserpfad erst nachträglich eingeführt wurde und somit keinem Review-Prozess unterworfen wurde wie alle anderen zuvor definierten Szenarien (vgl. hierzu Abschnitt 10.4 in Anhang A) führte nicht zu seiner Änderung oder Annullierung. Grundsätzlich ist festzustellen, dass die Wasserpfade in SR 44 höhere Konservativitäten aufweisen als beispielsweise der Wasserpfad in [SSK 06], der für die Herleitung der Freigabewerte für die Beseitigung verwendet wurde.

²) The Article 31 Expert Group preparing the recommendation RP 122 Part II [EUR 01] came to a similar conclusion. This is the reason why RP 122 Part II contains a water pathway scenario that uses cautious assumptions, in particular on the release rate.

3. UNTERSUCHUNG DER SOGENANTEN „GERINGEN MATERIALMENGEN“ („MODERATE AMOUNTS“) DER EU-GRUNDNORMEN (AP1.2)

3.1 Hintergrund

Jedes radiologische Szenario, das zur Herleitung von Freigrenzen oder Freigabewerten dient, besitzt einen bestimmten Gültigkeitsbereich, der sich über die verwendeten Parameter definiert. Ein wichtiger Parameter, der den Gültigkeitsbereich in sehr relevanter Weise definiert, ist die Materialmenge (Masse), für die die Szenarien definiert wurden. Dies soll an folgendem generischen Beispiel erläutert werden:

Annahme: Es wird die Freigabe von Material aus kerntechnischem oder strahlenschutzrechtlich genehmigtem Umgang betrachtet, das – zusammen mit gleichartigem Material aus sonstiger Herkunft - in einem industriellen Prozess als Ausgangsstoff wieder eingesetzt (rezykliert) wird. Es wird ferner angenommen, dass bei einem einzelnen Arbeitsplatz eine feste maximale Gesamtmenge des Materials durchgesetzt wird, an welcher das freigegebene Material einen bestimmten Anteil bildet.

Rolle der Materialmenge: Sofern die Annahme getroffen wird, dass die gesamte freigegebene Masse des betreffenden Materials an einen einzigen Industriebetrieb geliefert wird und dort mit dem sonstigen Stoffstrom des gleichen Materials vermischt wird, bestimmt die Masse an freigegebenem Material unmittelbar die Exposition von einzelnen Personen, die mit dem betreffenden Material umgehen, wie aus folgender Überlegung deutlich wird: Es wird der Einfachheit halber angenommen, dass das freigegebene und das sonstige gleichartige Material sequentiell, also nicht untereinander vermischt durchgesetzt wird. Braucht ein Arbeiter gerade eine Woche, um die unterstellte, in einem Jahr freigegebene Materialmenge zu verarbeiten, so beträgt seine Expositionszeit 5 Tage oder 40 h pro Jahr. Wäre die doppelte freigegebene Menge zu verarbeiten, würde sich die Expositionszeit verdoppeln. Die Materialmenge bestimmt somit für das betrachtete Szenario unmittelbar die Expositionszeit. In weiteren Schritten des betrachteten Prozesses könnte die freigegebene Materialmenge auch die spezifische Aktivität eines hergestellten Produkts (Vermischungsannahmen) oder die spezifische Aktivität in inhaliertem Staub bestimmen.

Auswirkungen der Änderungen der Materialmenge: Ein derartiges Szenario mag für geringe Schwankungen der tatsächlich freigegebenen Materialmenge abdeckend sein, insbesondere wenn die im Szenario unterstellte Materialmenge eher am oberen Ende realistischer Freigabemengen angesiedelt ist. Allerdings würden größere Änderungen der freigegebenen Materialmenge eine Änderung der betreffenden Parameterwerte bedingen. Dies wäre im beschriebenen Szenario etwa der Fall, wenn beispielsweise nicht mehr nur ein einzelner strahlenschutzrechtlich genehmigter Umgang bestehen würde, der das betreffende Material freigibt, sondern sich – aufgrund erhöhten Bedarfs der hergestellten Produkte – mehrere solcher Betriebe ansiedeln würden und jeweils ähnliche Materialmengen freigeben würden³. Wenn zu unterstellen wäre, dass die freigegebenen Massen alle oder großteils vom selben Industriebetrieb verarbeitet werden würden, könnte sich die Expositionszeit des im Szenario betrachteten Arbeiters erhöhen.

Dieses eher simple Beispiel sollte zeigen, dass die Verwendung eines bestimmten Szenarios (radiologische Expositionssituation samt zugehöriger Parameterwerte) immer voraussetzt, dass die Anwendbarkeit aller Parameterwerte vor der Anwendung geprüft wird. Die Aussage in diesem Beispiel

³⁾ Hierzu wurde das „10 µSv-Konzept“ geschaffen, wobei von einem Triviodosisbereich um 100 µSv/a ausgegangen wird und für jede einzelne Tätigkeit darunter ein Richtwert von 10 µSv/a angewendet wird. Auf diese Weise werden Superpositionen wie im Beispiel automatisch konservativ behandelt. Das hier dargestellte Beispiel soll aber prinzipielle Fragestellungen erläutern, weshalb dieser vereinfachende Ansatz hier nicht verwendet wird.

ist in ganz ähnlicher Weise übertragbar auf Szenarien, die den Umgang mit einem bestimmten radioaktiven Stoff im Rahmen eines Umgangs beschreiben, für den zu prüfen ist, ob er einer Genehmigung (etwa nach § 7 StrlSchV) bedarf oder nicht. In diesem Fall ist nicht freigegebenes Material, sondern Material für die Herstellung radioaktiver Produkte (z. B. Aktivierungsprodukte, die in einem radiopharmazeutischen Produkt verwendet werden) zu betrachten. Wird der Durchsatz des Betriebes erhöht, weil die Nachfrage nach dem hergestellten Produkt in der Therapie oder Diagnostik steigt, und wird dies dadurch realisiert, dass an bestimmten Arbeitsplätzen länger mit dem betrachteten Material gearbeitet wird, so bestimmt auch hier die insgesamt (z. B. in einem Jahr) gehandhabte Menge die Expositionszeit. Ein Szenario, welches die Produktionsbedingungen zu Beginn des Prozesses noch abdeckend beschrieb, könnte nach Steigerung des Durchsatzes nicht mehr abdeckend sein.

Eine ganz analoge Frage stellt sich im Hinblick auf den Gültigkeitsbereich der Freigrenzen bzgl. der „geringen Materialmengen“, für welche sie in der Untersuchung RP 65 [CEC 93] hergeleitet wurden. Vor diesem Hintergrund werden in Abschnitt 3.2 Szenarien betrachtet, die in RP 65 zur Herleitung von Freigrenzen verwendet wurden, sowie in Abschnitt 3.3 Fälle aufgezeigt, in denen in Untersuchungen und Empfehlungen Bezug auf diese Materialmengen genommen wurde. Weitere Aspekte und Untersuchungen jüngerer Datums werden in den Abschnitten 3.4 und 3.5 diskutiert. In Abschnitt 3.6 wird auf dieser Basis eine Empfehlung für die Anwendung eines Massenbereichs für den Begriff „geringe Materialmenge“ gegeben.

3.2 Geltungsbereiche von Szenarien in RP 65 im Hinblick auf Materialmengen

Die der Empfehlung RP 65 [CEC 93] zugrunde liegenden Untersuchungen beruhen auf einer größeren Zahl von radiologischen Szenarien, die zumeist einfache Expositionssituationen wiedergeben, ähnlich dem in Abschnitt 3.1 beschriebenen Beispiel. Es ist daher notwendig, die in jedem dieser Szenarien betrachteten Massen bzw. Massendurchsätze im Hinblick darauf zu analysieren, welche Massenbereiche bzw. welcher Massenwert verwendet wurde und ob die betrachtete Exposition jeweils unmittelbar von der Masse abhängt (wie im Beispiel von Abschnitt 3.1 erläutert).

Tabelle 3.1: Übersicht der Szenarien in RP 65 [CEU 93] in Zusammenhang mit den jeweils betrachteten Materialmengen und deren Rolle im Szenario

Name des Szenarios	Nr. in RP 65	Bezug	Materialmenge	Rolle der Materialmenge im Szenario
Ext. Exposure from handling a source	A1.1	Arbeiter	30 g Strahlenquelle	Masse einer Strahlenquelle, irrelevant für Expositionsbedingung
External exposure from a 1 m ³ source	A1.2	Arbeiter	1 m ³ , entspr. ca. 2-3 Mg	Keine Dichte oder Masse angegeben, aber Erzhaufen, im Prozess verwendete Werkstoffe usw. als Beispiele angegeben, Dichte 1 – 3 Mg/m ³ abschätzbar
External exposure from a gas bottle	A1.3	Arbeiter	0,1 m ³ , entspr. ca. 50 bis 100 kg	Gasflasche als Volumenquelle angenommen
Inhalation of dusts	A1.4	Arbeiter	-	Szenario definiert über spezifische Aktivität im Luftvolumen und Atemrate
Ingestion from contaminated hands	A1.5	Arbeiter	-	Szenario definiert über spezifische Aktivität im Luftvolumen und Ablagerung auf Handoberflächen
External exposure from a landfill site	A3.1	Bevölkerung	100 g Strahlenquelle	Ablagerung einer Strahlenquelle auf einer Deponie
Inhalation of dust from a landfill site	A3.2	Bevölkerung	-	Szenario definiert über spezifische Aktivität im Luftvolumen und Atemrate

Name des Szenarios	Nr. in RP 65	Bezug	Materialmenge	Rolle der Materialmenge im Szenario
Ingestion of an object from a landfill site	A3.3	Bevölkerung	-	Szenario definiert über Aktivitätsaufnahme
External exposure from a point source	B1.1	Arbeiter	-	punktförmige Strahlenquelle ohne Masse
External exposure from handling a source	B1.2	Arbeiter	10-30 g Strahlenquelle	versch. Strahlenquellen geringer Masse, irrelevant für Expositionsbedingung
Spillage: External exposure from contaminated hands	B2.1	Arbeiter	10-30 g verschütt. Menge	nur verschüttete Materialmenge, irrelevant für Expositionsbedingung
Spillage. External exposure from contaminated face	B2.2	Arbeiter	10-30 g verschütt. Menge	wie B2.1
Spillage: External exposure from contaminated surface	B2.3	Arbeiter	wie B2.1	wie B2.1
Spillage: Ingestion from hands	B2.4	Arbeiter	wie B2.1	wie B2.1
Spillage: Inhalation of resuspended activity	B2.5	Arbeiter	100 g verschütt. Menge	nur verschüttete Materialmenge, irrelevant für Expositionsbedingung
Spillage: External dose from aerosol or dust cloud	B2.6	Arbeiter	30 g resuspend. Menge	nur resuspendierte Materialmenge, irrelevant für Expositionsbedingung
Fire: Contamination of skin	B2.7	Arbeiter	100 g	bei Verbrennung freigesetzte Materialmenge, irrelev. f. Expositionsbedingung
Fire: Inhalation of dust or volatiles	B2.8	Arbeiter	wie B2.7	wie B2.
Fire: External from combustion products	B2.9	Arbeiter	-	Bezug nur auf bei Brand freigesetzte Aktivitätsmenge
External exposure from a landfill site	B3.1	Bevölkerung	-	Bezug nur auf Aktivitätsmenge
Inhalation from a landfill site	B3.2	Bevölkerung	1 g Material in 100 kg Erdreich	nur resuspendierte Materialmenge, irrelevant für Expositionsbedingung
External exposure to skin from handling object from landfill site	B3.3	Bevölkerung	30 g kontam. Objekt	Expositionszeit nicht mit Materialmenge verknüpft
Ingestion of an object from a landfill site	B3.4	Bevölkerung	-	Bezug nur auf Aktivitätsmenge

Die Darstellung gemäß Tabelle 3.1 zeigt Folgendes:

- Die Materialmenge ist nur in einigen wenigen Szenarien in RP 65 explizit spezifiziert
- Sofern es sich hierbei um punktförmige oder kleine Strahlenquellen handelt, ist die Angabe einer Materialmenge von z. B. 10 g oder 30 g weitgehend unerheblich; diese Annahme wird nur getroffen, um zu einer sinnvollen Aktivitätskonzentration zu gelangen.
- Bei Szenarien, in denen eine substanzielle Materialmenge angegeben wird, wie z. B. A1.2 und A1.3, dient diese Materialmenge nicht zur Festlegung von sonstigen Expositions Umständen wie Expositionszeiten, sondern ist lediglich mit der Expositionsgeometrie verknüpft. Die Expositionszeit wird separat hiervon angenommen.
- Es ist keine Rückrechnung möglich, um aus den unterstellten Werten der Aktivitäten oder der massenbezogenen Aktivitäten auf eine Masse umzurechnen, da Aktivitäten und massenbezogene Aktivitäten jeweils separat voneinander modelliert wurden.

Somit verbleibt als Fazit, dass für die Szenarien in RP 65 unmittelbar nur die Angabe einer Materialmenge von 1 m³ (Szenario A1.2) vorliegt, welche sich aufgrund der Materialangabe und einer hierfür typischen Dichte von 1 bis 3 Mg/m³ mit 1 bis 3 Mg gleichsetzen lässt.

Allerdings lassen die übrigen Szenarien hinsichtlich der jeweils betrachteten Aktivitätsmengen sowie hinsichtlich der Expositionsumstände durchaus Interpretationen zu. Speziell die Szenarien zur Modellierung des Umgangs in Labors oder ähnlichen Arbeitsplätzen sind so angelegt, dass sie nicht mit sehr großen Materialmengen (z. B. die Anwesenheit etlicher 100 Mg zu einem Zeitpunkt) kompatibel wären, da dann sicher höhere Freisetzungsmengen, längere Expositionszeiten usw. anzunehmen wären. Mit diesen Annahmen kompatibel sind auch die Szenarien, die die Abgabe restkontaminierter Materialien auf eine Deponie betreffen. Die für die Ablagerung unterstellten Aktivitätsmengen (z. B. Schutzausrüstung, Dekontaminationsausrüstung, verschmutzte Verpackungen) sind kompatibel mit der Handhabung einiger Mg zu einem Zeitpunkt, wären aber für die Handhabung beispielsweise etlicher 100 Mg zu einem Zeitpunkt deutlich zu gering.

Ferner sollte berücksichtigt werden, dass die in RP 65 dargestellten Szenarien nicht alle diejenigen umfassen, die für die Herleitung der Freigrenzen insgesamt betrachtet wurden. Wie in Abschnitt 2.2 ausgeführt wurde, werden in RP 65 nur diejenigen Szenarien präsentiert, die auf Basis einer wesentlich umfangreicheren Vorstudie letztendlich ausgewählt wurden, da sie abdeckenden Charakter haben. Im Hinblick auf diese zusätzlichen Szenarien sowie auf diejenigen in RP 65 erfolgt in [MOB 09] von der Hauptautorin (Fr. Mobbs) von RP 65 insgesamt folgende Aussage:

“It should be noted that the scenarios for exempt activity concentrations are based on moderate quantities of material, i.e. about 1 m³ or 1 tonne.”

Somit ist die bei der Herleitung und Erstellung dieser Szenarien angenommene Materialmenge eindeutig geklärt.

3.3 Übernahme der Materialmengen in anderen Untersuchungen und Empfehlungen

Wie die in Tabelle 3.1 dargestellte Übersicht und anschließende Diskussion in Abschnitt 3.2 zeigt, ist die Materialmenge von 1 Mg oder einigen wenigen Mg zwar der Ausgangspunkt der Überlegungen bei der Herleitung der Szenarien, es stellt sich allerdings die Frage, ob die Szenarien nicht auch für größere Materialmengen gültig wären, zumal an keiner Stelle die Materialmenge die übrigen Expositionsumstände begrenzt (außer natürlich bzgl. der Definition der Expositionsumstände). Im vorliegenden Abschnitt wird daher darauf eingegangen, in welcher Form bzw. mit welchem Massenbezug der Begriff „moderate quantity“ in anderen Untersuchungen und Empfehlungen verstanden wird.

- In der Empfehlung RS-G-1.7 [IAE 04] wird in Fußnote 4 (S. 2) ausgeführt: *„The term moderate quantities means quantities that “are at most of the order of a tonne” of material [5]. Anything greater than this amount is considered bulk quantities.”* Der Verweis auf [5] bezieht sich hierbei auf RP 65.
- In TECDOC 1000 der IAEA [IAE 98] wird im Zusammenhang mit der Darstellung der Freigrenzen in Tabelle V ausgeführt: *„(a) Moderate quantity means less than 3 tonnes per year and per facility. For larger quantities the clearance level is one tenth of the levels in Table V (see Section 5.3)“*.
- In der Untersuchung zur Anwendung der Konzepte zur Freigabe und zur Freistellung RP 134 [EUR 03] wird auf TECDOC 1000 Bezug genommen: *“Subsequently in 1998 the IAEA published IAEA-TECDOC-1000 (IAEA, 1998), in which generic clearance levels for moderate quantities of solid materials (generally less than 3 tonnes per year, per facility) were recommended which are numerically equal to the BSS (IAEA, 1996 (a)) exemption values.”*

- Eine analoge Feststellung wird in der Untersuchung RP 157 [THI 08] mit gleichem Bezug und gleicher Massenangabe getroffen.
- Daneben wird das Thema auch in verschiedenen Vorträgen behandelt, beispielsweise in [MEN 00], wo ausgeführt wird: „*The **one** and the **same** criterion was later used for two regulatory concepts: exemption (from entering regulation) and clearance (for release from regulation), with generally a factor ten higher activity concentration values for exemption as for clearance. The difference in activity levels was explained by “quantities”, exemption being applied to **small** (“moderate”) quantities and clearance to **large** quantities. Quantitatively: “small” meant say 1-10 t. In European studies on (clearance for) recycling, the figure of 10000 t has been used to exemplify “large” quantities.*”

Diese Aufstellung zeigt, dass bei einer Vielzahl von Autoren in ganz unterschiedlichem Zusammenhang Konsens darüber herrscht, dass mit „small“ bzw. „moderate amounts“ im Zusammenhang mit Freigrenzen (exemption values) ein Massenbereich von 1 Mg bis einigen Mg (nach oben sicher durch 10 Mg begrenzt) gemeint ist.

3.4 Verhältnis der massenbezogenen Freigrenzen und der Freigrenzen für die Gesamtaktivität

Aufgrund der Gestaltung der Szenarien in RP 65 [CEC 93] gibt es kein festes Verhältnis zwischen den massenbezogenen Freigrenzen und den Freigrenzen der Gesamtaktivität. Bei diesem Verhältnis handelt es sich ohnehin nur um ein Zahlenverhältnis, da beide Wertesätze unterschiedliche Einheiten besitzen. Insgesamt ist aber zu bemerken, dass die Zahlenwertverhältnisse im Bereich von 10^{-1} bis 10^7 (ausgedrückt als der Wert der Gesamtaktivität dividiert durch den Wert der massenbezogenen Aktivität) variieren. Hierbei gelten folgende Beobachtungen:

- Sehr geringe Zahlenwertverhältnisse im Bereich 0,1 bis 100 ergeben sich für Edelgase (Isotope von Kr, Xe) sowie u. a. für Sr-90+, Tl-204, Th-234+ usw.
- Sehr hohe Zahlenwertverhältnisse im Bereich 10^6 und 10^7 ergeben sich ebenfalls für Edelgase (Isotope von Ar, Kr, Xe) sowie für O-15 und Rn-222+. Dies liegt insbesondere an der Begrenzung der massenbezogenen Werte, während die Szenarien für die Gesamtaktivität sehr hohe Werte ergeben.

Es können daher keine Werte der Gesamtaktivität der Freigrenzen auf die massenbezogenen Werte oder umgekehrt übertragen werden. Insbesondere können daher keine Schlussfolgerungen dahingehend gezogen werden, mit welcher Masse die massenbezogenen Werte der Freigrenzen zu multiplizieren wären, um die Werte der Gesamtaktivität der Freigrenzen zu erhalten.

3.5 Jüngere Untersuchungen

Es existieren Untersuchungen aus den letzten Jahren in denen Geometrien untersucht werden, die zwar formal in den Massenbereich „moderate amounts“ fallen, aber Szenarien darstellen, die nicht von denjenigen in RP 65 abgedeckt sind. So wird z. B. in [MER 13] folgende Situation beschrieben:

“The first Monte Carlo simulation is for a $2.5 \cdot 2.5 \cdot 2.5$ m³ steel cabin with 2 mm walls. This room could represent a large elevator car or a small cabin in the interior part of a ship. ... Workers in elevator companies and maintenance personnel may therefore be surrounded by steel walls during most of their working time.”

Hieraus hat das BMU in der Leistungsbeschreibung zum vorliegenden Forschungsvorhaben den Schluss gezogen:

„Untersuchungen des BfS (Merk et al. 2013 ...) deuten darauf hin, dass ein Freigrenzenwert von 10 Bq/g für Co-60 zu hoch angesetzt ist und stattdessen der in SR 44 der IAEA empfohlene Wert von 0,1 Bq/g verwendet werden sollte.“

An dieser Aussage ist zu kritisieren, dass in [MER 13] sowie insbesondere in der zitierten Aussage des BMU eine unzulässige Vermischung eines einzelnen Expositionsumstands, nämlich dem Vorhandensein von Aktivität im Stahl einer Aufzugskabine (bzw. als Kontamination auf deren inneren Oberflächen) und der Expositionszeit als nahezu ganzjährige Exposition während der Arbeitszeit („most of their working time“) getroffen wird. Die ganzjährige Anwesenheit in einer Aufzugskabine, die allenfalls noch für den heute nicht mehr existenten Beruf des „Liftboys“ denkbar wäre, trifft auf „Workers in elevator companies and maintenance personnel“ sicher nicht zu. Die betrachtete Expositionsgeometrie darf daher nur für Aufenthalt mit einem Bruchteil der jährlichen Arbeitszeit betrachtet werden.

Es ist weiterhin anzumerken, dass die in der Untersuchung [MER 13] betrachteten Szenarien einer allseitigen Umschließung (Raumgeometrie) in SR 44 [IAE 05] in vollem Umfang für Material einbezogen wurden, das eine homogene Aktivitätsverteilung bzw. eine oberflächliche Kontamination aufweist. Das Szenario entspricht dem Szenario „Resident in house constructed of contaminated material“ in SR 44 und gilt für große Massen. Ein solches Szenario ist dagegen mit „moderate amounts“ in dem in Abschnitt 3.2 und 3.3 beschriebenen Sinne nicht kompatibel und stellt daher keinen Widerspruch zu den Szenarien von RP 65 dar. Die in [MER 13] modellierte Kabine eines Fahrstuhls oder dergleichen mit den Abmessungen $2,5 \cdot 2,5 \cdot 2,5 \text{ m}^3$ und einer Wandstärke von 2 mm aus Stahl weist eine Masse von annähernd 600 kg auf, fiel also noch in den genannten Massenbereich. Allerdings ist kein Szenario denkbar, in welchem ein Umgang mit derartigem Material Gegenstand eines Antrags im Sinne von § 7 StrlSchV sein könnte bzw. in welchem über die Genehmigungsfreiheit nach § 8 StrlSchV entschieden werden müsste. Es handelt sich bei dem in [MER 13] betrachteten Fall vielmehr um eine Situation, die es im Sinne von Teil 4 der StrlSchV („Schutz des Verbrauchers“) zu vermeiden gilt, die jedoch mit der Ableitung von Freigrenzen für „moderate amounts“ nichts zu tun hat.

3.6 Schlussfolgerung

Es wird empfohlen, für die Definition von „moderate amounts“ im Zusammenhang mit Freigrenzen gem. der Strahlenschutz-Grundnormen von 1996 [EUR 96] den Massenbereich einiger weniger Mg, konkret z. B. bis 3 Mg, beizubehalten. Dieser Massenbereich entspricht den Festlegungen, die für die Herleitung der Szenarien in RP 65 [CEC 93] getroffen wurden. Darüber hinausgehende Szenarien für „moderate amounts“ sind nicht erforderlich. Hier schließt der Geltungsbereich von RS-G-1.7 an, wodurch es keine Lücken im System der Freigrenzen gibt.

4. OBERFLÄCHENKONTAMINATIONEN (AP1.3)

4.1 Hintergrund

Die zulässigen Werte für die Oberflächenkontamination sind im Strahlenschutzrecht in Anl. III Tab. 1 Sp. 4 StrlSchV festgelegt. Diese Werte basieren auf den Szenarien für die direkte Wiederverwendung von metallischen Gegenständen, die in der Untersuchung „Basis for the definition of surface contamination clearance levels for recycling or reuse of metals arising from the dismantling of nuclear installations“ [DEC 99B] hergeleitet wurden und deren Anwendbarkeit für die deutsche Situation in einer Studie im Auftrag des BMUB [DEC 99] geprüft wurde.

In diesem Abschnitt wird geprüft, ob diese Werte unter den aktuellen Randbedingungen weiterhin in Übereinstimmung mit den Anforderungen der EU-Grundnormen stehen. Hierbei wird insbesondere Bezug genommen auf Nr. 39 der Liste einleitender Grundsätze der neuen EU-Grundnormen („Spezifische Freigabewerte sowie entsprechende Gemeinschaftsleitlinien sind nach wie vor wichtige Instrumente bei der Handhabung von großen Materialmengen, die beim Rückbau zugelassener Anlagen anfallen“) einschl. des Verweises auf die Empfehlungen RP 89, RP 113 und RP 122/I. Hierbei wird auf die seit ICRP-68 (auf Basis von ICRP-60) beibehaltenen Werte und auf die seither umgesetzten Unterschiede eingegangen.

Die kürzlich im Rahmen der SSK-Arbeitsgruppe „Freigabe“ (A702) kontrovers diskutierte Szenarien für die Einbeziehung von Expositionsszenarien durch starke Betastrahler wie Sr-90 (vgl. z. B. Bericht aus der Arbeitsgruppe A702 „Freigabe“ der Ausschüsse A3 und A7, C. Küppers, Mai 2011) wurden speziell im Hinblick auf Gebäudeoberflächen (Freigabe zur Wiederverwendung der Gebäude) diskutiert. Für die Herleitung der Oberflächenwerte nach Anl. III Tab. 1 Sp. 4 StrlSchV sind derartige Szenarien durch die Modelle in Abschnitt 4.2 abgedeckt.

Alle im Folgenden beschriebenen Szenarien legen das 10 µSv-Konzept zugrunde.

4.2 Darstellung der Szenarien aus RP 101

4.2.1 Sätze von Szenarien

Die Untersuchung RP 101 [DEC 99B] enthält zwei Sätze von Szenarien:

1. Szenarien für die Schrottverwertung („Scrap processing scenarios“),
2. Szenarien für die direkte Wiederverwendung von metallischen Gegenständen („Reuse scenarios“).

Für beide Sätze von Szenarien wurden Freigabewerte für die flächenbezogene Aktivität berechnet und in RP 101 sowie in RP 89 dargestellt. Aufgrund des Geltungsbereichs der jeweiligen Szenarien liegen die berechneten Freigabewerte für die Szenarien zur Schrottverwertung höher (für die radiologisch relevanten Radionuklide um ca. 1 Größenordnung) als die Freigabewerte für die Szenarien zur direkten Wiederverwendung. Dies ist derselbe Hintergrund wie für das Verhältnis der massenbezogenen Freigabewerte für die Freigabe von Metallen zum Einschmelzen (Anl. III Tab. 1 Sp. 10a StrlSchV) im Verhältnis zu den Freigabewerten für die direkte Wiederverwendung (Anl. III Tab. 1 Sp. 5 StrlSchV).

Bei der Umsetzung in deutsches Recht wurde vorgesehen, dass nur flächenbezogene Freigabewerte für die direkte Wiederverwendung berechnet werden sollten. Für diese wurde der 2. Szenariensatz aus RP 101 [DEC 99B] als Grundlage gewählt und es wurden Anpassungen für die Anwendung in Deutschland vorgenommen. Der Herleitung der flächenbezogenen Freigabewerte nach Anl. III Tab. 1 Sp. 4 StrlSchV liegen somit die folgenden Szenarien gemäß [DEC 99] zugrunde:

- abdeckendes Szenario zur äußeren γ -Bestrahlung,
- abdeckendes Inhalationsszenario,
- abdeckendes Ingestionsszenario,
- abdeckendes Szenario für die Hautdosis.

Auf diese Szenarien wird in den folgenden Unterabschnitten eingegangen.

4.2.2 Abdeckendes Szenario zur äußeren γ -Bestrahlung

In der Untersuchung RP 101 [DEC 99] wird das folgende Szenario zur äußeren γ -Bestrahlung betrachtet:

Als abdeckendes Szenario für die äußere γ -Bestrahlung werden eine homogen kontaminierte Fläche von ca. 3 m² (kreisförmige Fläche mit einem Radius von 1 m), ein Expositionsabstand von 1 m und eine Expositionsdauer von 1.800 h/a angenommen. Die Dosen lassen sich mit der folgenden Gleichung berechnen:

$$H_{ext} = D_{ext}(R, L) t_e \quad \text{Gl. 4-1}$$

wobei

H_{ext}	[($\mu\text{Sv/a}$)/(Bq/cm ²)] Individualdosis durch äußere γ -Bestrahlung,
D_{ext}	[($\mu\text{Sv/h}$)/(Bq/cm ²)] Dosisleistung gemäß Gleichung 4-2 (s. Anhang),
R	[m] Radius der Scheibe,
L	[m] Expositionsabstand zum Gegenstand,
t_e	[h/a] Expositionszeit.

Die Dosisleistung wird für eine kreisförmige, homogen kontaminierte Fläche ermittelt und wird folgendermaßen berechnet:

$$D_{ext} = k_c \sum_i F(E_i) E_i w_i \phi_i \left[\frac{\mu_{en}}{\rho} \right]_i^{air} \quad \text{Gl. 4-2}$$

wobei

k_c	[(Gy·g)/(MeV·Bq·h)] Umrechnungsfaktor,
i	Laufindex über die Photonen,
$F(E_i)$	[Sv/Gy] energieabhängiger Konversionsfaktor nach [ZAN 92],
E_i	[MeV] Photonenenergie [ICR 83],
w_i	[-] Emissionswahrscheinlichkeit des i-ten Photons [ICR 83],
ϕ	[-] energieabhängiger Geometriefaktor gemäß Gleichung 4-3,
$\left[\frac{\mu_{en}}{\rho} \right]_i^{air}$	[cm ² /g] Energieabsorptionskoeffizient in Luft [FAW 93].

Der Geometriefaktor ϕ ist das Integral über eine kreisförmige Fläche gemäß

$$\phi_i = \int_A dA \frac{B(\mu_a(E_i), r)}{4\pi r^2} e^{-\mu_a(E_i) r} \quad \text{Gl. 4-3}$$

wobei

μ	[1/cm] Schwächungsfaktor für Luft [FAW 93],
B	[-] Aufbaufunktion in der Luft nach Berger [FAW 93].

4.2.3 Abdeckendes Inhalationsszenario

In der Untersuchung RP 101 wird ein abdeckendes Inhalationsszenario wie folgt definiert:

$$H_{Inh} = D_{Inh} \cdot V \cdot t \cdot F \quad \text{Gl. 4-4}$$

wobei

H_{Inh}	$[(\mu\text{Sv/a})/(\text{Bq}/\text{cm}^2)]$ Inhalationsdosis,
D_{Inh}	$[\mu\text{Sv}/\text{Bq}]$ Dosiskoeffizient für die Inhalation (5 μm), Tabelle C.1 aus [EUR 96],
V	1,2 $[\text{m}^3/\text{h}]$ Atemrate,
t	115 $[\text{h/a}]$ Expositionszeit,
F	0,0217 $[(\text{Bq}/\text{m}^3)/(\text{Bq}/\text{cm}^2)]$ Freisetzung.

Die Freisetzung F läßt sich gemäß Gleichung 4-5 berechnen:

$$F = \frac{f \cdot r}{W} \quad \text{Gl. 4-5}$$

wobei

f	3,3 $[(\text{Bq}/\text{m})/(\text{Bq}/\text{cm}^2)]$ Freisetzungskennzahl ([KIS 94], [DEC 98], [GAR 96]),
r	42 $[\text{m}/\text{h}]$ Trenngeschwindigkeit,
W	6.400 $[\text{m}^3/\text{h}]$ Luftwechselrate.

Dieses Szenario entspricht weitgehend dem Brennschneiderszenario aus RP 89 [DEC 98B] mit der Ausnahme, dass der sog. Flüchtigkeitsfaktor vernachlässigt wird. Den Annahmen liegen experimentelle Untersuchungen zur Freisetzung bei verschiedenen thermischen Trenntechniken zugrunde.

4.2.4 Abdeckendes Ingestionsszenario

Das gewählte Ingestionsszenario aus [DEC 98B] unterstellt einen Hand-zu-Mund-Transfer der oberflächenanhaftenden Aktivität, die somit unbeabsichtigt aufgenommen wird und dadurch zu einer Ingestionsdosis führt. Dieses Szenario wird (unter Vernachlässigung des Zerfallsterms) zur Berechnung der radionuklidspezifischen Ingestionsdosen herangezogen:

$$H_{Ing} = D_{Ing} \cdot f \cdot I_r \cdot t \quad \text{Gl. 4-6}$$

wobei

H_{Ing}	$[(\mu\text{Sv/a})/(\text{Bq}/\text{cm}^2)]$ Ingestionsdosis,
D_{Ing}	$[\mu\text{Sv}/\text{Bq}]$ Dosiskoeffizient für die Ingestion, Tabelle C aus [EUR 96] (s. Anhang),
f	0,01 Transferfaktor: kontaminierte Oberfläche \rightarrow Hand \rightarrow Mund,
I_r	1,25 $[\text{cm}^2/\text{h}]$ Kontaktrate mit kontaminierter Fläche,
t	1.800 $[\text{h/a}]$ Expositionszeit.

Der Transferfaktor f setzt sich zusammen aus dem Transfer von der kontaminierten Fläche zur Hand (10% Übertragung der Gesamtaktivität auf der Fläche auf die Hand) und von der Hand zum Mund (ebenfalls 10% Übertragung von der auf die Hand gelangten Aktivität zum Mund), ergibt sich insgesamt also zu 0,01. Die Kontaktrate I_r ist die kontaminierte Fläche, die pro Stunde vollständig berührt wird.

Ingestionsraten sind bereits gemessen und in der Literatur veröffentlicht worden ([IAE 92], [SIM 98], [STU 94]). Die gewählte Ingestionsrate entspricht derjenigen aus dem Ingestionsszenario, das zu einigen flächenspezifischen Freigabewerten in der EU-Empfehlung RP 89 [EUR 98] geführt hat, und ist auch konsistent mit der Annahme aus der SSK-Empfehlung [SSK 98], wie im Folgenden gezeigt wird: Die angenommenen Parameter ergeben eine aufgenommene Aktivitätsmenge von 22,5 Bq/a,

normiert auf eine flächenspezifische Kontamination von 1 Bq/cm². Unterstellt man eine Ingestion von 20 g/a gemäß der SSK-Empfehlung mit einer massenspezifischen Aktivität von 1 Bq/g, so ergeben sich 20 Bq/a.

4.2.5 Abdeckendes Szenario für die Hautdosis

Das folgende Szenario soll die durch Handhabung entstehende β -Hautdosis abdeckend einschätzen und entspricht bei der Vernachlässigung des radioaktiven Zerfalls dem Szenario, das zu einigen flächenspezifischen Freigabewerten in der EU-Empfehlung RP 89 [EUR 98] geführt hat (s. [DEC 98B]):

$$H_{Haut} = D_{Haut} \cdot w_{Haut} \cdot \varepsilon_H \cdot f \cdot \varepsilon_t \quad \text{Gl. 4-7}$$

wobei

H_{Haut}	[(μ Sv/a)/(Bq/cm ²)] effektive Dosis,
D_{Haut}	[(μ Sv/a)/(Bq/cm ²)] β -Hautdosisfaktor gemäß [KOC 87] (s. Anhang),
w_{Haut}	0,01 Hautwichtungsfaktor [ICR 91],
ε_H	0,1 [-] kontaminierter Anteil der Gesamthautfläche des Körpers,
f	0,01 Transferfaktor und
ε_t	0,2055 [-] Anteil des Jahres mit Vorliegen einer Hautkontamination (\triangleq 1800 h/a)

Als Flächenmasse der Haut wird gemäß der Empfehlung [ICR 77] ein Wert von 7 mg/cm² gewählt, obwohl für die Hände ein Wert von 40 mg/cm² und für das Gesicht von 4 mg/cm² passender wäre. Je dicker die Haut ist, desto größer ist die Masse pro Hautfläche, was zu einer höheren Abschirmung und letztlich zu einer kleineren Dosis führt. Die Dosiskoeffizienten für die Haut werden [KOC 87] entnommen. Es wird angenommen, dass die γ -Hautdosis durch das Szenario für die äußere γ -Bestrahlung abgedeckt wird.

Das β -Hautdosis-Szenario geht davon aus, dass ca. 0,17 m² der Körperoberfläche, was der Fläche der beiden Hände, der Arme sowie Teilen des Gesichts entspricht, während der gesamten Arbeitszeit (1.800 h/a) kontaminiert sind. Die Kontaminationshöhe wird zu 10 % des losen Anteils der Kontamination angesetzt, die wiederum 10 % der Gesamtaktivität entspricht. Insgesamt entspricht dies einer Hautkontamination in der Höhe von 1 % der gesamten Oberflächenaktivität. Die gewählten Parameterwahl gewährleisten, dass bei einer Begrenzung der Effektivdosis auf 10 μ Sv/a die Hautdosis automatisch deutlich unter der geforderten Begrenzung von 50 mSv/a gemäß EU-Grundnormen [EUR 96] liegt.

4.3 Gültigkeit der Szenarien und Parameterwerte aus heutiger Sicht

Das in Abschnitt 4.2 beschriebene Modell zur Herleitung der Werte für die Oberflächenkontamination kann auch aus heutiger Sicht grundsätzlich für den Anwendungszweck als geeignet angesehen werden. Bei dieser Einschätzung ist zu berücksichtigen, dass bei seiner Erstellung im Rahmen der EU-Empfehlung RP 101 [DEC 99B] eine internationale Arbeitsgruppe unterhalb der „Artikel-31-Expertengruppe“ die Modellierung begleitet hat und das Endergebnis von den Mitgliedern der „Artikel-31-Expertengruppe“ zustimmend zur Kenntnis genommen wurde.

Im Vorwort zur Empfehlung RP 101 führt die Europäische Kommission aus:

“This document demonstrates that extensive work has been performed to examine all realistic pathways of the recycled material and the parameters associated with them. For more than a decade now, several working groups have investigated the possible exposure scenarios, which are characterised by situations when workers or members of the general public are subject to

external radiation exposure, inhalation and ingestion of radionuclides in the recycled or re-used metals. From this vast amount of possible exposure scenarios, it is important to find the critical ones which involve a close encounter over a prolonged time of the material and workers or members of the general public. The calculations of the radiation exposure in these scenarios can rely on comprehensive statistical and experimental data. The European Commission in its programme on decommissioning of nuclear installations has supported several research projects aiming at measuring quantities which are necessary for realistic calculations of the radiation exposure. Statistical data are taken from the publications of the metal recycling industry, the dose coefficients from the Basic Safety Standards, from publications by the International Commission on Radiological Protection or from publications in the specialist literature. All this together provides a sound basis for calculating the radiation exposure for persons from the mass specific activity or the surface contamination of recycled metals and reused metallic items originating from nuclear installations.”

An dieser grundsätzlichen Einschätzung hat sich auch 15 Jahre später nichts geändert, zumal etliche der unterstellten Praktiken zur manuellen thermischen Metallbearbeitung mit erheblicher Freisetzung heute nicht mehr in dem Ausmaß praktiziert werden.

Es bleibt daher im Wesentlichen die Frage zu beantworten, ob die Parameter und Dosisumrechnungswerte sich seither so signifikant geändert haben, dass die Ergebnisse der Berechnungen in RP 101 nicht mehr gültig wären.

Die Ingestions- und Inhalationsdosiskoeffizienten sind seit der Einführung in ICRP 60 [ICR 91] gleich geblieben, wie in ICRP 119 dargestellt wird [ICR 12]. Für die Berechnung der Dosis durch externe Bestrahlung sind die Dosisumrechnungswerte gemäß ICRP 51 [ICR 87] verwendet worden. Auch unter Berücksichtigung der Wichtung gemäß ICRP 74 stellt dies nach wie vor eine abdeckende Berechnungsweise dar.

4.4 Schlussfolgerung

Die prinzipielle Anwendbarkeit der in Abschnitt 4.2 dargestellten Szenarien für die Bewertung von Flächenkontaminationen auch für die zukünftige Anwendung steht außer Frage, da hierdurch alle Expositionspfade abgedeckt werden. Die Auswirkung der Anwendung neuerer Umrechnungsfaktoren für die Gammadosisleistung ist angesichts der großen Veränderungen der unmittelbar abgeleiteten Werte allein durch die Rundung auf Zehnerpotenzen vernachlässigbar gering.

Alle Szenarien aus RP 101 sind völlig unabhängig von denjenigen aus RS-G-1.7 gestaltet. Eine feste Beziehung zwischen beiden Wertesätzen besteht nicht. Sie sind durchgehend auf Basis des 10 µSv-Konzepts berechnet worden. Es spricht daher nichts gegen die fortgesetzte Anwendung der Werte für die Oberflächenkontamination gem. Anl. III Tab. 1 Sp. 4 StrlSchV.

5. ROLLE DER NATÜRLICH VORKOMMENDEN RADIONUKLIDE (AP2.1)

5.1 Hintergrund

Unter „natürlich vorkommenden Radionuklide“ werden die Nuklide der U 238- und der Th-232-Zerfallsreihen sowie K-40 verstanden. Für diese Radionuklide existieren in den Strahlenschutz-Grundnormen 2013 [EUR 14] zwei verschiedene Ansätze:

- Für natürlich vorkommende Radionuklide, die nicht aus „Tätigkeiten“ im Sinne von Teil 2 StrlSchV stammen, wurde bei der Erstellung von SR 44 [IAE 05] lediglich eine allgemeine Betrachtung der Verteilung natürlicher Aktivitäten in Materialien der Erdoberfläche und in einigen NORM-Stoffen durchgeführt. Der Grenzwert von 1 Bq/g (K-40: 10 Bq/g) wurde letztlich auf Basis von Praktikabilitätsüberlegungen festgelegt. Diesen Werten liegen keine radiologischen Szenarien zugrunde.
- SR 44 enthält keine Festlegung von Freigabewerten für natürlich vorkommende Radionuklide aus „Tätigkeiten“ im Sinne von Teil 2 StrlSchV. Die betreffenden Positionen sind in den entsprechenden Tabellen von SR 44 und RS-G-1.7 [IAE 04] leer, somit auch in Anhang VII Tab. A der Strahlenschutz-Grundnormen 2013 [EUR 14]. Es wird allerdings in Art. 30 (3) der Strahlenschutz-Grundnormen 2013 gefordert: *„Die Mitgliedstaaten sorgen dafür, dass für die Freigabe von Materialien, die natürlich vorkommende Radionuklide enthalten und aus zugelassenen Tätigkeiten stammen, bei denen natürliche Radionuklide aufgrund ihrer Radioaktivität, Spaltbarkeit oder Bruteigenschaft verarbeitet werden, die Freigabewerte die Dosiskriterien für die Freigabe von Materialien, die künstliche Radionuklide enthalten, erfüllen.“* Durch diese Formulierung ist die Lücke bei Freigabewerten für „natürliche“ Radionukliden, die aus Tätigkeiten stammen, im Rahmen der Beratungen der Entwürfe der EU-Grundnormen geschlossen worden.

Zum besseren Verständnis der folgenden Darstellung zeigen Abbildung 5.1 die Nuklide der U-238-Zerfallsreihe und Abbildung 5.2 die Nuklide der Th-232-Zerfallsreihe.

Abbildung 5.1: U-238-Zerfallsreihe

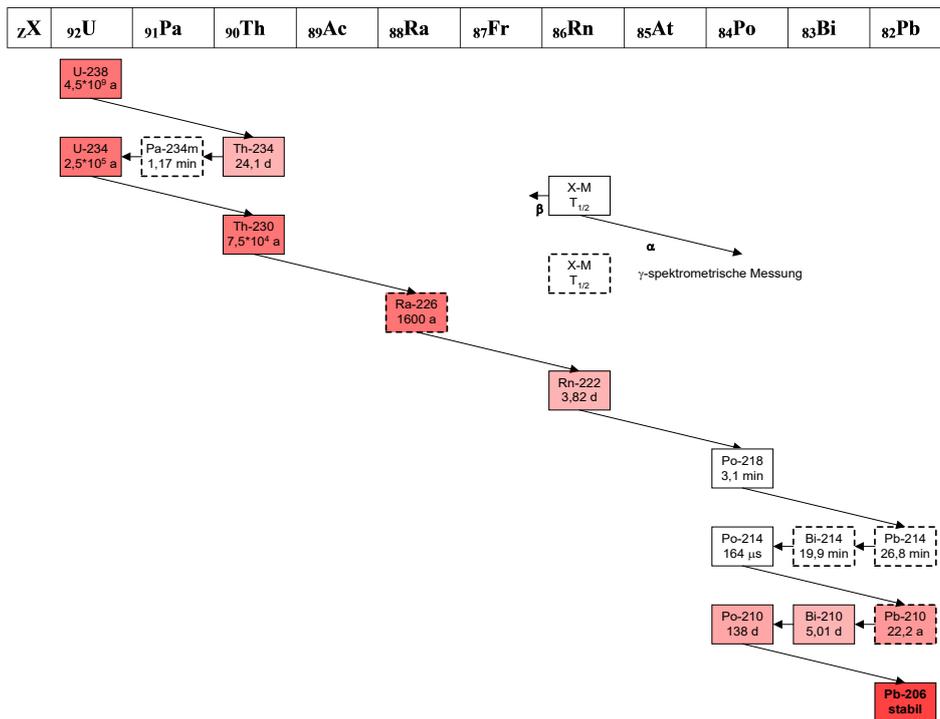
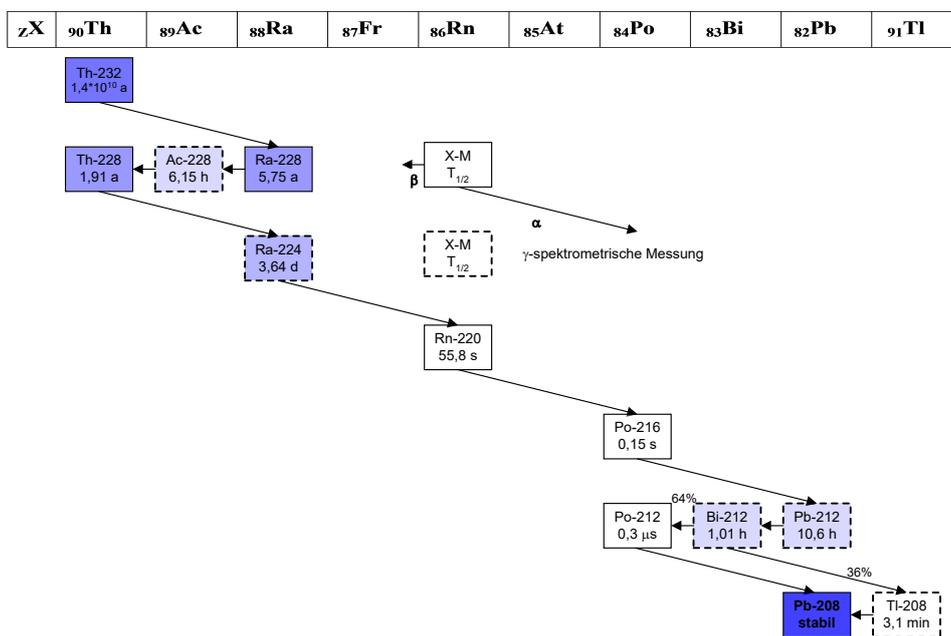


Abbildung 5.2: Th-232-Zerfallsreihe



5.2 Behandlung der Radionuklide „natürlichen“ Ursprungs im RS-G-1.7

In RS-G-1.7 erfolgt die Behandlung der Radionuklide „natürlichen“ Ursprungs wie folgt ausgehend vom Konzept der „Exclusion“. Dies bedeutet, dass Aktivitätskonzentrationen, die weltweit in natürlichen Materialien vorkommen, von Regelungen des Strahlenschutzes ausgeschlossen sein sollen. Die auf dieser Basis abgeleiteten Werte sind in Tabelle 5.1 angegeben.

Die genannten Werte sind gültig für Radionuklide der natürlichen Zerfallsreihen, die von U-238, U-235 bzw. Th-232 angeführt werden, im Gleichgewicht, wobei sich der Wert auf das Mutternuklid

der Zerfallsreihe bezieht. Die Werte sind auch für jedes Zerfallsprodukt innerhalb der Reihen oder für das Ausgangsnuklid von Teilreihen, etwa für Ra-226 und seine Zerfallsprodukte, anzuwenden.

Tabelle 5.1: Aktivitätskonzentrationen für Radionuklide natürlichen Ursprungs gemäß RS-G-1.7

Radionuklid	Aktivitätskonzentration (Bq/g)
K-40	10
Alle anderen Radionuklide natürlichen Ursprungs	1

Die Begründung für die Anwendbarkeit des Konzepts der „Exclusion“ wird in RS-G-1.7 wie folgt gegeben:

“Exclusion, as described in the BSS, relates to the amenability of exposure to regulatory control rather than to the actual magnitudes of exposures. Amenability to control is a relative concept; it is a matter of practicability and implies recognition of the cost of exercising regulatory control and the net benefit to be gained by so doing. The examples of excluded types of exposure given in the BSS include exposure from “unmodified concentrations of radionuclides in most raw materials” (Ref. [IAE 96], footnote 2). The reference to unmodified concentrations points to the fact that the processing of some raw materials, which may have typical concentrations of radionuclides of natural origin, may generate products or wastes that have higher concentrations of radionuclides or give rise to exposures that should not be excluded from regulatory control. The reference to exposure from most raw materials suggests that exposure from some raw materials should not be subject to exclusion. Thus, whichever the cause of the exposure — whether it results from the modification of the chemical or physical form of the material, thus enhancing its radionuclide content in processing, or simply because the material inherently has a relatively high radionuclide content — the regulatory body should recognize that there are some exposure situations that warrant consideration and control (e.g. exposure situations in industries in which material containing radionuclides of natural origin is handled or used and where exposure is attributable to its processing). Guidance on occupational exposure that might result from the handling or use of such material is provided in a Safety Guide [IAE 99].

The values of activity concentration for radionuclides of natural origin set out in Table I have been selected on the basis of consideration of the upper end of the worldwide distribution of activity concentrations in soil provided by UNSCEAR [UNS 00]. Doses to individuals as a consequence of these activity concentrations would be unlikely to exceed about 1 mSv in a year, excluding the contribution from the emanation of radon, which is dealt with separately in the BSS.”

In Bezug auf die in Tabelle 5.1 genannten Werte wird im Safety Report 44 weiterhin ausgeführt:

“The objective in defining material that contains radionuclides of natural origin that should be excluded from the requirements of the BSS is to identify that material of significant radiological risk where regulation will not achieve real improvements in protection. The application of a dose criterion of 10 μ Sv/a is not practical. In selecting values for material that contains radionuclides of natural origin, a major issue is the fact that high levels that would exclude the majority of natural material in the environment would also allow a number of situations, such as the release of phosphate slags, to be excluded without further consideration. Conversely, selecting a low value would trigger an unnecessary application of the BSS

[IAE 96]. Therefore, the values should be derived from consideration of the worldwide distribution of concentrations of radionuclides of natural origin.

In considering exclusion activity concentration values for radionuclides of natural origin, the intention is to exclude from regulation virtually all soils, but to not exclude from regulation ores, mineral sands, industrial residues and wastes, which are recognized as having significant activity considerations. Table 11⁴ presents data from the United Nations Scientific Committee on the Effects of Atomic Radiation (UNSCEAR) for concentrations of radionuclides of natural origin in normal soil material. The values for U-238 and Th-232 are for the 'head of chain', assuming that progeny are in equilibrium."

Es wird also das Ziel verfolgt, Freistellungswerte für natürliche Materialien zu definieren, die aus praktischen Erwägungen keiner Überwachung bedürfen. Hierbei wird der Dosisrichtwert 10 µSv/a als nicht anwendbar identifiziert, da er weit niedriger als die Dosis ist, die durch den ohnehin vorhandenen geogenen Hintergrund erzeugt wird. Die Ableitung eines geeigneten Freistellungswertes erfolgt auf Basis tatsächlicher Aktivitätskonzentrationen in Materialien gemäß UNSCEAR-Zusammenstellungen.

Tabelle 11 in SR 44 gibt einen Überblick über die Aktivitätskonzentrationen von K-40, U-238, Ra-226 und Th-232 im Erdreich und Böden aller Kontinente, wobei jeweils Mittelwerte und gemessene Wertebereiche angegeben sind. Aus diesen Daten wurden Medianwerte sowie gewichtete Mittelwerte abgeleitet, die in Tabelle 5.2 wiedergegeben sind.

Tabelle 5.2: Konzentrationen von natürlichen Radionukliden in Erdreich und Böden in Bq/g – Ergebnisse aus SR 44 [IAE 05]

	K-40		U-238		Ra-226		Th-232	
	Mittelw.	Bereich	Mittelw.	Bereich	Mittelw.	Bereich	Mittelw.	Bereich
Median	0,40	0,140– 0,850	0,035	0,016– 0,11	0,035	0,017– 0,06	0,030	0,011– 0,064
Gewichtete Mittelwerte	0,42		0,033		0,032		0,045	

Die Diskussion wird im SR 44 mit Bezug auf andere natürliche Materialarten sowie auf NORM wie folgt fortgeführt:

"A further table [Table 12 in Safety Report 44] shows typical activity concentrations in various ores and raw materials that are used in industrial processes. Residues from industrial processes may have elevated levels of radionuclides of natural origin. Phosphogypsum, a by-product of phosphate rock processing, can have activity concentrations of Ra-226 of up to 3 Bq/g.

Residues from ore processing industries generally can have elevated levels of radionuclides of natural origin, but if these industries are subject to regulation because of the activity concentration in the feedstock, this may not be an issue. Examples are given in a further table [Table 13 in Safety Report 44].

Although not explicitly considered, elevated levels of isotopes of polonium and lead can also occur in residues from industrial processes. For example, tin rich residues from metal extraction processes can contain up to 10 Bq/g of Pb-210 and Po-210. Filter dusts from metal processing can also contain elevated concentrations of Po-210 as a result of volatilization during

⁴⁾ Gemeint sind hier Tabellen, deren wesentlicher Inhalt in Tabelle 5.2 wiedergegeben ist.

heating. For example, concentrations of Po-210 of up to 200 Bq/g have been observed in collected fumes from tin smelting.

Some products from the processing of radionuclides of natural origin may in themselves be radioactive. Examples are given in a further table [Table 14 in Safety Report 44]. The main issues appear to surround thorium-containing materials.

Unmodified concentrations of radionuclides in most raw materials are deemed to be excluded from the requirements of the BSS (para. 1.4 of [IAE 96]). In this Safety Report, the term 'unmodified concentrations' has been taken to mean virtually all unmodified soils, but not ores or mineral sands that are recognized as having significant activity concentrations. Activity concentration values have been chosen as the optimum boundary between, on the one hand, the ubiquitous unmodified soil concentrations [Table 11 in Safety Report 44] and, on the other hand, activity concentrations in ores, mineral sands, industrial residues and wastes [Tables 12–14 in Safety Report 44]. These values are judged to be about 1 Bq/g for radionuclides of natural origin. The only exception is K-40, for which the level is 10 Bq/g.

It can be seen that these levels are around a factor of 20 higher than the population weighted average activity concentrations in Table 11 [in Safety Report 44], and are therefore unlikely to result in an unwarranted regulatory burden. Scenario based calculations made by the European Union demonstrate convergence with these numbers [EUR 01].”

Neben den zuvor aufgeführten Erden, Gesteinen usw. werden somit auch bearbeitete Materialien natürlichen Ursprungs freigestellt, soweit deren Aktivitätsgehalte nicht signifikant verändert wurden. Der Inhalt der auf dieser Basis abgeleiteten Tabellen 12 bis 14 aus Safety Report 44 ist in Tabelle 5.3 wiedergegeben, wobei jeweils nur die höchsten Aktivitätswerte angegeben sind.

Tabelle 5.3: Bereiche der höchsten Aktivitäten aus den Tabellen 12 bis 14 von SR 44 [IAE 05]

Kategorie	Material	U-238	Ra-226	Th-232	K-40
Erze und Rohmaterialien	Monazit	6 – 40	6 – 40	8 – 300	
	Zirkon	0,2 – 74	0,2 - 74	0,4 – 40	
Industrielle Rückstände und Abfälle	Zinnschlacke	1	1.000–1.200	4	
	Rückstände Monazit-Verarb. Schlacke Aluminium-Verarb.	260 – 540	bis zu 450 150 – 330	3.000	
NORM-Produkte	Phosphatdünger Gasglühstrümpfe	0,3–3	0,2-1	~ 500	bis zu 6

5.3 UNSCEAR-Daten

Daten zu Gehalten natürlicher Radionuklide in Boden in verschiedenen Ländern zeigen Tabelle 5.4 und Tabelle 5.5 für verschiedene Bereiche der Erde. Ergänzend sind in Tabelle 5.6 typische Konzentrationen von Radionukliden in verschiedenen NORM-Stoffen angegeben. Alle Angaben stammen aus der umfangreichen Gesamtdarstellung von UNSCEAR [UNS 00], die auch der Ableitung der Freigrenzen in RS-G-1.7 zugrunde gelegt wurden.

Tabelle 5.4: Gehalt natürlicher Radionuklide in Boden: Afrika, Amerika, Asien [UNS 00]

Region / country	Population in 1996 (10 ⁶)	Concentration in soil (Bq kg ⁻¹)							
		⁴⁰ K		²³⁸ U		²²⁶ Ra		²³² Th	
		Mean	Range	Mean	Range	Mean	Range	Mean	Range
Africa									
Algeria	28.78	370	66-1 150	30	2-110	50	5-180	25	2-140
Egypt	63.27	320	29-650	37	6-120	17	5-64	18	2-96
North America									
Costa Rica	3.50	140	6-380	46	11-130	46	11-130	11	1-42
United States [M7]	269.4	370	100-700	35	4-140	40	8-160	35	4-130
South America									
Argentina	35.22	650	540-750						
East Asia									
Bangladesh	120.1	350	130-610			34	21-43		
China [P16, Z5]	1232	440	9-1 800	33	2-690	32	2-440	41	1-360
- Hong Kong SAR [W12]	6.19	530	80-1 100	84	25-130	59	20-110	95	16-200
India	944.6	400	38-760	29	7-81	29	7-81	64	14-160
Japan [M5]	125.4	310	15-990	29	2-59	33	6-98	28	2-88
Kazakstan	16.82	300	100-1 200	37	12-120	35	12-120	60	10-220
Korea, Rep. of	45.31	670	17-1 500						
Malaysia	20.58	310	170-430	66	49-86	67	38-94	82	63-110
Thailand	58.70	230	7-712	114	3-370	48	11-78	51	7-120
West Asia									
Armenia	3.64	360	310-420	46	20-78	51	32-77	30	29-60
Iran (Islamic Rep. of)	69.98	640	250-980			28	8-55	22	5-42
Syrian Arab Republic	14.57	270	87-780	23	10-64	20	13-32	20	10-32

Tabelle 5.5: Gehalt natürlicher Radionuklide in Boden: Europa [UNS 00]

Region / country	Population in 1996 (10 ⁶)	Concentration in soil (Bq kg ⁻¹)							
		⁴⁰ K		²³⁸ U		²²⁶ Ra		²³² Th	
		Mean	Range	Mean	Range	Mean	Range	Mean	Range
North Europe									
Denmark [N5]	5.24	460	240-610			17	9-29	19	8-30
Estonia	1.47	510	140-1 120			35	6-310	27	5-59
Lithuania	3.73	600	350-850	16	3-30			25	9-46
Norway	4.35	850		50		50		45	
Sweden	8.82	780	560-1 150			42	12-170	42	14-94
West Europe									
Belgium	10.16	380	70-900			26	5-50	27	5-50
Germany	81.92		40-1 340		11-330		5-200		7-134
Ireland [M6]	3.55	350	40-800	37	8-120	60	10-200	26	3-60
Luxembourg	0.41	620	80-1 800			35	6-52	50	7-70
Netherlands [K2]	15.58		120-730		5-53	23	6-63		8-77
Switzerland	7.22	370	40-1 000	40	10-150	40	10-900	25	4-70
United Kingdom [B2]	58.14		0-3 200		2-330	37			1-180
East Europe									
Bulgaria	8.47	400	40-800	40	8-190	45	12-210	30	7-160
Hungary	10.05	370	79-570	29	12-66	33	14-76	28	12-45
Poland [J7]	38.60	410	110-970	26	5-120	26	5-120	21	4-77
Romania [I12]	22.66	490	250-1 100	32	8-60	32	8-60	38	11-75
Russian Federation	148.1	520	100-1 400	19	0-67	27	1-76	30	2-79
Slovakia	5.35	520	200-1 380	32	15-130	32	12-120	38	12-80
South Europe									
Albania	3.40	360	15-1 150	23	6-96			24	4-160
Croatia	4.50	490	140-710	110	83-180	54	21-77	45	12-65
Cyprus	0.76	140	0-670			17	0-120		
Greece	10.49	360	12-1 570	25	1-240	25	1-240	21	1-190
Portugal	9.81	840	220-1 230	49	26-82	44	8-65	51	22-100
Slovenia	1.92	370	15-1 410			41	2-210	35	2-90
Spain	39.67	470	25-1 650			32	6-250	33	2-210
Median		400	140-850	35	16-110	35	17-60	30	11-64
Population-weighted average		420		33		32		45	

Die Ergebnisse von Tabelle 5.4 und Tabelle 5.5 zeigen Wertebereiche weit unterhalb der Freigrenzen von 1 Bq/g bzw. 10 Bq/g für die Radionuklide natürlichen Ursprungs, während Tabelle 5.6 in vielen Ausgangsmaterialien und Produkten Werte deutlich oberhalb dieser Freigrenzen zeigt. Dies ist bei der Interpretation der Formulierung „The values have been determined on the basis of consideration of the worldwide distribution of activity concentrations for these radionuclides“ in Abschnitt 4.3 von RS-G-1.7 zu berücksichtigen.

Tabelle 5.6: Typische Konzentrationen von Radionukliden in verschiedenen NORM-Stoffen [UNS 00]

Material	Typical concentration in ore / raw material (kBq kg ⁻¹)		Typical concentration in product or tailings / wastes (kBq kg ⁻¹)	
	²³⁸ U-series	²³² Th-series	²³⁸ U-series	²³² Th-series
Phosphate industry				
Phosphate	0.2-1.5 1.5 (Florida ore) 0.03 (Kovdor ore) 0.11 (Palfos ore)	0.02 (Florida ore)	0.9- 1.3 * 100 (²¹⁰ Po) 600 (²¹⁰ Pb) in calcinate 1 (Phosphorus slag)	0.02 (Phosphorus slag)
Artificial fertilizer	0.3-3 0.2-1 (²²⁶ Ra and ²¹⁰ Pb) 2.2 (TSP)	0.008-0.04 0.005 (TSP)		
Rare earths, thorium compounds				
Monazite	6-40	4% (by weight) 8-300	450 ^a	3000 ^a
Oil and gas extraction				
Natural gas Oil	0.34 kBq m ⁻³ (²²² Rn)		(Scale) 1-1 000 (scale) 8-42 kBq m ⁻³ (production water)	
Metal ores				
Iron ore			0.1-0.3 (coal tar) 0.15 (blast furnace slag) / zinc-rich filtercake 1 (slag)	0.15 (blast furnace slag)
Cassiterite Pyrochlore	1 6-10	0.3 7-80		4 (slag)
Coal tar treatment				
Coal tar	0.1-0.3 (²¹⁰ Po and ²¹⁰ Pb)		0.2-0.6 (electrode pitch)	
Cokes and electric power production				
Coal	0.01-0.025	0.01-0.025	0.02-0.04 (cokes) 0.1-0.3 (coal tar) 0.2 (fly and bottom ash) 0.4 (fly dust)	0.2 (fly dust)
Cement industry				
Marl	0.022	0.003	0.05-0.11 (cement) 0.02 (silix)	0.03-0.1 (cement) 0.003 (silix)
Schist Portland clinker	0.04 0.08	0.056 0.05		
Mineral sands handling				
Zirconium sand Bauxite Ilmenite Rutile	0.2-74 0.4-0.6 2.3 (1.5 : ²³² U) 3.8	0.4-40 0.3-0.4 1.2 0.56	Rutile	
Titanium pigment production				
Ilmenite Titanium ore	2.3 (1.5 : ²³² U) 0.07-9	1.2 0.07-9	400 * 0.15 (VBM) 2.3 (filtercake) 0.03 (water)	up to 1 500 (scale) 0.13 (VBM) 2.6 (filtercake) 0.01 (water)

5.4 Vergleich mit den Anforderungen der EU-BSS

Die Strahlenschutz-Grundnormen 2013 der EU [EUR 14] verwenden die Werte der Freigrenzen und Freigabewerte für Stoffe natürlichen Ursprungs in Anhang VII Tab. A Teil 2 identisch zu den entsprechenden Werten aus RS-G-1.7. Allerdings berücksichtigen sie auch den Fall, dass dieselben Radionuklide nicht als Bestandteil von NORM, sondern als Resultat eines genehmigten Umgangs bzw. der Arbeit einer kerntechnischen Anlage auftreten können. Hierzu wird in Art. 30 (3) der Strahlenschutz-Grundnormen 2013 gefordert: *„Die Mitgliedstaaten sorgen dafür, dass für die Freigabe von Materialien, die natürlich vorkommende Radionuklide enthalten und aus zugelassenen Tätigkeiten stammen, bei denen natürliche Radionuklide aufgrund ihrer Radioaktivität, Spaltbarkeit oder Bruteigenschaft verarbeitet werden, die Freigabewerte die Dosiskriterien für die Freigabe von Materialien, die künstliche Radionuklide enthalten, erfüllen.“*

Durch diese Formulierung ist die Lücke bei Freigabewerten für „natürliche“ Radionukliden, die aus Tätigkeiten stammen, im Rahmen der Beratungen der Entwürfe der EU-Grundnormen geschlossen worden. Die entsprechende Herleitung hat somit unter Berücksichtigung des 10 µSv-Konzepts zu erfolgen.

Somit bleibt festzuhalten, dass die Strahlenschutz-Grundnormen 2013 eine notwendige Erweiterung gegenüber den Empfehlungen der RS-G-1.7 enthalten, indem für die sog. natürlich vorkommenden Radionuklide jeweils zwei Werte vorhanden sind, je nach der Herkunft:

- als freizugebendes Material aus einer zugelassenen Tätigkeit (entspr. dem gegenwärtigen Begriff „Praktik“ und den Anforderungen gemäß Teil 2 der StrlSchV) oder
- als Reststoff aus dem Umgang mit NORM (entspr. dem gegenwärtigen Teil 3 der StrlSchV).

Die Werte sind somit je nach dem anzuwendenden Regelungsbereich auszuwählen. Eine Gegenüberstellung zeigt Tabelle 5.7. Es ist erkennbar, dass sich in Abhängigkeit von den radiologischen Eigenschaften des jeweiligen Radionuklids und der in der Teilkette enthaltenen Tochternukliden Freigabewerte ergeben, die (nach Rundung auf Zehnerpotenzen) fünf Größenordnungen überdecken. Insbesondere Teilketten, die mehrere Alphastrahler beinhalten (wie Ra-226+ und Th-232+, vgl. Abbildung 5.1 und Abbildung 5.2 sowie Anhang C), führen zu den niedrigsten Freigabewerten von 0,01 Bq/g. Demgegenüber liegen die Freigrenzen für dieselben Radionuklide bei Herkunft aus natürlichem Umgang durchweg bei 1 Bq/g (entspr. Anh. VII Tab. A Teil 2 der EU-Grundnormen 2013). Für die in der Praxis relevantesten Teilketten liegen die Aktivitätsverhältnisse zwischen natürlicher Herkunft und Herkunft aus einer zugelassenen Tätigkeit somit bei 1:1 bis 100:1.

Für das Radionuklid K-40 liegt das entsprechende Aktivitätsverhältnis zwischen natürlicher Herkunft und Herkunft aus einer zugelassenen Tätigkeit bei 10:1.

Tabelle 5.7: Gegenüberstellung der Freigabewerte bzw. Freigrenzen für Radionuklide, die sowohl natürlich vorkommen als auch aus einer zugelassenen Tätigkeit stammen können (in der Praxis wichtige Teilketten hervorgehoben)

Radionuklid	Freigrenze/Freigabewert gem. Strahlenschutz-Grundnormen 2013	Freigrenze/Freigabewert berechnet auf Basis des 10 µSv/a-Kriteriums (Tabelle 2.5)
U-238+	1 Bq/g	1 Bq/g
Th-234+	1 Bq/g	100 Bq/g
U-234	1 Bq/g	1 Bq/g
Th-230	1 Bq/g	0,1 Bq/g
Ra-226+	1 Bq/g	0,01 Bq/g
Pb-210+	1 Bq/g	0,1 Bq/g
Po-210	1 Bq/g	1 Bq/g
Th-232+	1 Bq/g	0,01 Bq/g
Ra-228+	1 Bq/g	0,1 Bq/g
Th-228+	1 Bq/g	0,1 Bq/g
Ra-224+	1 Bq/g	10 Bq/g
Pb-212+	1 Bq/g	10 Bq/g
K-40	10 Bq/g	1 Bq/g

5.5 Schlussfolgerungen

Für eine Festlegung von Freigrenzen und Freigabewerten für natürlich vorkommende Radionuklide aus „Tätigkeiten“ im Sinne von Teil 2 StrlSchV kann dasselbe radiologische Modell angewendet werden, das auch für die sonstigen Radionuklide verwendet wurde und auf dessen Basis die Berechnungen in Abschnitt 2 erfolgten. Die Herleitung muss unter Anwendung des Richtwerts 10 µSv/a erfolgen. Die Werte für die Radionuklide der U-238- und der Th-232-Zerfallsreihe sind in Tabelle 2.5 aufgeführt.

Wie die Betrachtung in Abschnitt 5.4 zeigt, wäre ein einfacher Austausch der Wertesätze der Freigrenzen für natürliche Herkunft und Freigrenzen für Herkunft aus einer zugelassenen Tätigkeit keinesfalls vertretbar, da zwischen beiden Wertesätzen Aktivitätsverhältnisse bis 100:1 stehen. Ferner ist die Regelung für NORM mit einem anderen Dosiswert als in der Größenordnung von 1 mSv/a nicht praktikabel. Ebenso ist die Regelung für zugelassene Tätigkeiten auf Basis eines anderen Richtwerts als 10 µSv/a ebenfalls nicht praktikabel. Vor diesem Hintergrund ist es nicht möglich, für diejenigen Radionuklide, die sowohl in NORM als auch in „Tätigkeiten“ im Sinne von Teil 2 StrlSchV relevant sind, nur einen gemeinsamen Satz von Freigrenzen bzw. Freigabewerten anzuwenden. Für eine Verallgemeinerung beider Wertesätze besteht somit kein Spielraum.

6. „LOW PROBABILITY“-SZENARIEN (AP2.2)

6.1 Hintergrund

Bzgl. des anzuwendenden Dosiskriteriums wird in der Leistungsbeschreibung ausgeführt, dass sich „das in Deutschland gebräuchliche Dosiskriterium und das der IAEA in SR 44 unterscheiden“. Grund für diese Einschätzung ist, dass neben dem reinen Vergleich der effektiven Individualdosis aus Szenarien mit realistisch-konservativer Parameterwahl mit dem Dosiskriterium $10 \mu\text{Sv/a}$, wie für Untersuchungen zur Freigabe in Deutschland sowie auch auf EU-Ebene (RP 89, RP 113, RP 122 Teil I) gebräuchlich, in SR 44 der IAEA neben $10 \mu\text{Sv/a}$ auch das Dosiskriterium 1 mSv/a angewendet wurde, dieses allerdings für Szenarien mit eher konservativer Parameterwahl.

In ICRP 104 [ICR 08] wird der in SR 44 gewählte Ansatz positiv beurteilt:

“However, in the derivation of exemption levels in the BSS (IAEA, 1996) and in the safety guide on the application of the concepts of exclusion, exemption, and clearance (IAEA, 2004b), which were agreed internationally, two dose criteria were used; 0.01 mSv/year for realistic scenarios and 1 mSv/year for low-probability scenarios. This indicates that the exemption levels agreed under the aegis of intergovernmental organisations allow the possibility of doses greater than $10 \mu\text{Sv/year}$ in the case of low-probability situations. In this regard, the Commission considers that, in cases of uncertainty (or variation) in the radionuclide composition of a material, there is not usually a need to make clearance levels stricter.”

Der gleiche Ansatz wurde auch bereits in RP 65 [CEC 93] bei der Herleitung der Freigrenzen für „moderate amounts“ verfolgt:

“The radiological basis for exemption from regulatory control has been reviewed by the IAEA who concluded that an annual individual dose... of a "few tens of micro-Sieverts" or less provided a basis for exemption. Furthermore, in order to take account of exposures of individuals from more than one exempt practice, it was recommended the critical group exposure from one such practice should be of the order of $10 \mu\text{Sv/y}$. This recommendation has been followed. ... Moreover, the accompanying exempt levels are set such that even in pessimistic situations the dose limit for members of the public, 1 mSv/y , would not be exceeded.“

In den Strahlenschutz-Grundnormen von 2013 [EUR 14] wird dagegen nur das Dosiskriterium $10 \mu\text{Sv/a}$ angeführt (Anhang VII Nr. 3 Buchst. e):

„In Bezug auf die Einhaltung des allgemeinen Kriteriums nach Ziffer i ist nachzuweisen, dass die Arbeitskräfte nicht als strahlenexponierte Arbeitskräfte einzustufen sind und dass die nachstehend aufgeführten Kriterien für die Exposition von Einzelpersonen der Bevölkerung unter allen machbaren Umständen erfüllt werden:

- *Für künstliche Radionuklide: Die für eine Einzelperson der Bevölkerung aufgrund der freigestellten Tätigkeit erwartete effektive Dosis liegt im Bereich von $10 \mu\text{Sv}$ jährlich oder weniger.“*

Allerdings haben die Strahlenschutz-Grundnormen von 2013 gerade die Werte aus SR 44 respektive RS-G-1.7 als Freigrenzen übernommen und damit den oben skizzierten Ansatz, neben dem Kriterium $10 \mu\text{Sv/a}$ auch 1 mSv/a heranzuziehen, akzeptiert. Es ist auch zu beachten, dass in den Strahlenschutz-Grundnormen von 2013 das erstrangige Kriterium durch die Aktivitätswerte aus Anhang VII Tabelle A oder B gebildet wird und dass nur für den Fall, dass diese nicht anwendbar sind, der Bezug auf das $10 \mu\text{Sv}$ -Konzept genommen wird.

6.2 Historie von Wertesätzen in RP 65 und SR 44

Die Szenarien von RP 65 [CEC 93] sind grundlegender Natur. Sie wurden, wie in Abschnitt 2 beschrieben, auf Basis einer Vorstudie sowie der ausführlichen Szenarienbetrachtung in RP 65 in einem einzigen Ansatz ermittelt.

Für die Szenarien von SR 44 [IAE 05] gilt diese nicht. Sie wurden zunächst als reiner Szenariensatz für die Freigabe erstellt und dann weitgehend modifiziert, so dass sie auch für Freigrenzen und für NORM-Stoffe anwendbar sind. Aufgrund der umfangreichen Historie wurde diese in Anhang A separat dargestellt.

Die „Low probability“-Szenarien aus SR 44 [IAE 05] wurden somit erst nachträglich „aufgesattelt“. Sie beruhen nicht auf einer systematischen Ableitung aus den „realistischen“ Szenarien z. B. dergestalt, dass in jedem Fall für einen bestimmten Parameter bei den „realistischen“ Szenarien der Medianwert einer Verteilung und bei „Low probability“-Szenarien ein bestimmtes oberes Perzentil der Verteilung verwendet worden wäre. Allerdings verwenden die „Low probability“-Szenarien durchaus in vielen Fällen abdeckende Werte, wie beispielsweise Aufenthaltszeiten von 8.760 h/a statt z. B. 4.500 h/a für Aufenthalt im Gebäude oder Vermischungsfaktoren von 1 statt 0,1 usw.

Es ist allerdings nicht möglich, eine skalierende Betrachtung für alle Szenarien durchzuführen, so dass beispielsweise immer ein konstanter Faktor zwischen allen „realistischen“ und „Low probability“-Szenarien liegen würde.

6.3 Schlussfolgerungen bzgl. der formalen Anwendbarkeit der „Low probability“-Szenarien

Eine direkte Rückführung der „Low probability“-Szenarien aus RS-G-1.7 [IEA 04], für deren Herleitung der Dosisgrenzwert 1 mSv/a angewendet wurde, auf den Dosisrichtwert von 10 μ Sv/a ist nicht auf einfache Weise möglich, sondern würde eine szenarienspezifische Betrachtung erfordern. Dies ist aber nicht erforderlich, da

1. in den Fällen, in denen das „realistische“ Szenario führend ist, dieses bereits eine Ableitung der Freigrenze bzw. des Freigabewerts auf Basis 10 μ Sv/a sicherstellt, und
2. in den Fällen, in denen das „Low probability“-Szenario führend ist, sich dieses noch konservativer als die Ableitung auf Basis des Dosisrichtwerts von 10 μ Sv/a erweist.

Dem 10 μ Sv-Konzept ist also in jedem Fall Genüge getan.

6.4 Betroffene Radionuklide

Bei der Untersuchung der Frage, welche Radionuklide von den „Low probability“-Szenarien betroffen sind, muss zwischen solchen mit kurzer und solchen mit ausreichend langer Halbwertszeit unterschieden werden. Eine zahlenmäßige Auswertung ist bereits in Abschnitt 2.8.3 durchgeführt worden. Abbildung 2.5 zeigt, dass für praktisch alle kurzlebigen Radionuklide mit Halbwertszeiten unterhalb von 20 d „Low probability“-Szenarien führend sind, und hierbei praktisch ausschließlich die Szenarien WL und SKIN. Der Grund liegt in der Tatsache, dass bei diesen Szenarien keine bzw. nur eine sehr kurze Zerfallszeit vor und während der Exposition unterstellt wird (vgl. Tabelle 11.2 in Anhang B). Zahlenmäßig ergibt sich folgende Relation:

- „Low probability“-Szenarien sind somit für 460 Radionuklide von insg. ca. 800 führend, die Halbwertszeiten von 20 d oder weniger haben.
- „Low probability“-Szenarien sind für nur 12 Radionuklide führend, die Halbwertszeiten von 20 d oder mehr haben: P-33, Sr-89, Ru-106, Cd-109, Sn-119m, Pm-147, W-178, W-185, Re-

187, U-230, Cm-240, Es-253, von denen einige bereits im Zusammenhang mit Wasserpfeifen und mit der Hautkontamination in den Abschnitten 2.8.6 und 2.8.7 diskutiert wurden.

Dies ist im Kontext des Geltungsbereiches der Szenarien aus SR 44 [IAE 05] insgesamt zu sehen, auf den auch bereits in Abschnitt 2.7 eingegangen wurde. Diese Szenarien sind in erster Linie für Radionuklide erstellt worden, die über eine längere Zeitspanne zur Exposition führen können, was auch aus der Entstehungsgeschichte von SR 44, die in Anhang A dargestellt ist, deutlich wird. Die „realistischen“ Szenarien entsprechen hierbei weitgehend den ursprünglichen Szenarien für die Herleitung von Freigabewerten (vgl. Abschnitt 10.2 in Anhang A), während die „Low probability“-Szenarien später aufgesattelt wurden, um analog zu RP 65 [CEC 93] einen zusätzlichen Satz abdeckender Szenarien zu erhalten, die eher auf die Zielstellung von Freigrenzen ausgerichtet waren (vgl. Abschnitt 10.4 in Anhang A).

6.5 Schlussfolgerung

Die Tatsache, dass nur für eine sehr geringe Zahl von Radionukliden mit Halbwertszeiten von mehr als 20 d „Low probability“-Szenarien dosisbestimmend sind, die an 1 mSv/a ausgerichtet sind, zeigt, dass hierdurch für die Praxis kein Konflikt mit dem Trivialdosisbegriff entstehen kann. Einerseits ist dieses formal – wie in Abschnitt 6.3 diskutiert – immer erfüllt, andererseits sind die Parameter in den „Low probability“-Szenarien so konservativ gewählt, dass sie für große Materialmengen und Radionuklide mit kurzen Halbwertszeiten unterhalb von 20 d ohnehin nicht auftreten können. Hierfür sind weiterhin die Freigrenzen nach Anl. III Tab. 1 Sp. 3 StrlSchV aus RP 65 [CEC 93] geeignet.

7. BEHANDLUNG VON VERSCHIEDENEN STOFFSORTEN (AP 2.3)

7.1 Edelgase

7.1.1 Nichtanwendbarkeit der Szenarien gem. SR 44 und RS-G-1.7 für Edelgase

Wie schon in Abschnitt 2.1.3 angesprochen, gelten die Szenarien in SR 44 [IAE 05] bzw. RS-G-1.7 [IAE 04] explizit nicht für Gase und somit auch nicht für radioaktive Edelgase. Eine unreflektierte direkte Anwendung dieser Szenarien für die Edelgase wäre somit unzulässig. Der Grund hierfür ist, dass sämtliche Expositionsszenarien so gestaltet sind, dass sie von Feststoffen ausgehen,

- von denen eine externe Exposition ausgehen kann (z. B. feste Objekte oder Teile eines Gebäudes),
- die durch Handhabungsvorgänge (Bearbeitung, Einschmelzen usw.) in staubförmiger Form vorliegen, so dass eine Ausbreitung mit anschließender Inhalation und (direkter sowie sekundärer) Ingestion erfolgen kann,
- die sich auf der Haut ablagern können und somit zu einer Hautkontamination führen können,
- die als Feststoffe transportiert werden können usw.

Edelgase verhalten sich demgegenüber völlig anders und würden von diesen Szenarien nicht adäquat beschrieben werden. Dessen sind sich auch die Autoren gewahr und führen daher in RS-G-1.7 aus:

„4.5. For noble gases, the exemption levels provided in Schedule I of the BSS [1] should be used. Further discussion is provided in Ref. [11].“ [Anmerkung: Ref. [11] ist SR 44]

Im technischen Dokument SR 44 heißt es hierzu weiter:

“4.5 GASES

Calculations were not undertaken explicitly for gases. However, scenarios representing exposure from gas cylinders were taken into account in deriving the exemption concentrations for Schedule I in the BSS [1]. These calculations took account of exposure from a limited volume of gas, whereas exposure from bulk amounts of gas would in principle occur during transport or storage of gas cylinders. These exposures were taken into account in establishing exemption levels for the purposes of the Regulations for the Safe Transport of Radioactive Material [21], and it was decided to adopt the Schedule I values of the BSS [1] in the Regulations [21]. Therefore it was considered appropriate to use the Schedule I values for the activity concentration values.”

Die Autoren des technischen Dokuments sowie die IAEA sehen somit für Gase die bestehenden Freigrenzen, die auf der Basis von RP 65 [CEC 93] hergeleitet wurden und sich auch in Anh. VII Tab. B der EU-Grundnormen 2013 befinden, als sachgerecht an.

Dieser Auffassung muss aus folgenden Gründen uneingeschränkt zugestimmt werden:

- Die Szenarien in SR 44 [IAE 05] beschreiben statische Objekte mit gleichbleibender Aktivitätskonzentration, während Gase durch ihre drastischen Volumenänderungen bei Änderung von Druck und Temperatur ihre spezifische Aktivität über Größenordnungen hinweg ändern können, obwohl die Aktivitätsmenge insgesamt unverändert bleibt.
- Gase können zur Exposition insbesondere dann beitragen, wenn sie komprimiert in Behältern abgefüllt vorliegen. In dieser Konfiguration ist allerdings nur die externe Bestrahlung als Expositionspfad relevant.

- Befinden sich Gase dagegen in einem Raum unter Normaldruck, so sind ihre spezifische Aktivität und somit auch die Stärke der Exposition durch externe Bestrahlung weitaus geringer, dafür tragen sie allerdings zur Inhalation bei.
- Die Gesamtmenge an radioaktiven Edelgasen, die jeweils an Arbeitsplätzen zu einem Zeitpunkt gehandhabt wird, bewegt sich im Bereich einiger kg bis einiger 100 kg, je nachdem ob es sich um Einzelflaschen oder ein Lager von Gasflaschen handelt. Sie bewegt sich daher im Bereich von „*moderate quantities*“ (vgl. Abschnitt 3). Da bei dieser Betrachtung natürlich nur die radioaktiven Isotope der Edelgase relevant sind, ist auch bei Produktionsanlagen von technischen Gasen mit sehr großen Mengendurchsätzen (z. B. Argon als häufigstes Edelgas im Linde-Verfahren mit weltweiter Produktion von $2 \cdot 10^9$ m³) die Aktivitätskonzentration der radioaktiven Isotope sehr gering.
- Im häuslichen Bereich liegen die Mengen radioaktiver Gasbestandteile, die in Gebrauchsgegenständen wie der Isolierschicht in mehrfach verglasten Fenstern (Argon, seltener Krypton), in Verpackungen (meist Argon), Leuchtmitteln (verschiedene Edelgase) usw. vorhanden sein können, nochmals weitaus geringer als im beruflichen Bereich.
- Das Radon ist an dieser Stelle nicht zu betrachten, da es einen gänzlich anderen Bildungsmechanismus hat und hierfür ein völlig eigenständiges Regelwerk existiert, das in den EU-Grundnormen 2013 in Art. 2 Nr. 2 Buchst. d zum Bestandteil des Anwendungsbereichs der Grundnormen erklärt wird und für das in Art. 54 Referenzwerte für Arbeitsplätze und in Art. 74 Referenzwerte für Innenräume angegeben werden.

7.1.2 Szenarien für Edelgase gem. RP 65

Die Szenarien, die in RP 65 [CEC 93] für Edelgase verwendet wurden, lassen sich kurz wie folgt zusammenfassen:

- Exposition durch eine Strahlenquelle mit gasförmiger Füllung: Dieses Szenario wird in Abschnitt A1.1 von RP 65 beschrieben. Eine Person hantiert unmittelbar mit einer Strahlenquelle für 25 h/a. Betrachtet wird die Dosis für die Haut und hieraus abgeleitet die effektive Dosis über den Wichtungsfaktor für Haut.
- Exposition durch Stahlflasche mit Gas: Dieses Szenario wird in Abschnitt A1.3 von RP 65 beschrieben. Eine Person arbeitet 100 h in der Nähe einer mit Gas gefüllten Stahlflasche, wie dies in Laboren, Krankenhäusern usw. vorkommen kann. Betrachtet wird die externe Bestrahlung durch Photonen.
- Exposition während eines Feuers: Die zugehörigen Szenarien werden in den Abschnitten B2.8 und B2.9 betrachtet. Es werden die Expositionspfade Inhalation und externe Bestrahlung (durch die in der Luft verteilten Gase) betrachtet.

Die betreffenden Szenarien werden sowohl für die Berechnung der Freigrenzen für die Gesamtktivität als auch für die massenbezogenen Freigrenzen verwendet.

Diese Szenarien können auch für die in Abschnitt 7.1.1 aufgeführten Expositionsmöglichkeiten als abdeckend angesehen werden, da in den Szenarien der RP 65 jeweils die Exposition durch ausschließlich das betreffende Radionuklid unterstellt wurde, während dieses in der Realität nur einen meist sehr kleinen Anteil am Isotopengemisch des elementaren Edelgases hat. Da technische Gase, sofern sie in großen Mengen benötigt werden, aus der Luft gewonnen werden und nicht isotonenrein aus radioaktiven Isotopen des betreffenden Gases bestehen, sind die Szenarien aus RP 65 für Herstellungsprozesse und somit auch für große Gaslager vollständig abdeckend.

7.1.3 Schlussfolgerung

Für radioaktive Edelgase sind die Szenarien der RP 65 einschlägig [CEC 93]. Für die Isotope der Edelgase sollten daher die Freigrenzen nach Anl. III Tab. 1 Sp. 3 StrlSchV Anwendung finden.

7.2 Flüssigkeiten

7.2.1 Nichtanwendbarkeit der Szenarien in SR 44 und RS-G-1.7

Wie schon in Abschnitt 2.1.4 angesprochen, gelten die Szenarien in SR 44 [IAE 05] bzw. RS-G-1.7 [IAE 04] explizit nicht für Flüssigkeiten. Eine unreflektierte direkte Anwendung dieser Szenarien für die Flüssigkeiten wäre somit unzulässig. Hierzu wird in SR 44 ausgeführt:

“4.4 LIQUIDS

Liquids of concern generally carry radionuclides in a water-borne or organic-liquid-borne form. Radionuclides can be in the form of suspended solids or can be dissolved in solution from solids, liquids or gases. The release of liquids from regulatory control is treated as a discharge and Ref. [20] is used as the standard.“ [Anmerkung: Ref. [20] ist ein Safety Standard der IAEA bzgl. rad. Ableitungen in die Umwelt]

Flüssigkeiten werden in SR 44 und RS-G-1.7 somit vor allem als Ableitungen angesehen und nicht als Stoffe, für die eine Freigabe in Frage kommen würde. Anders als Gase verfügen Flüssigkeiten allerdings über ein (in den hier relevanten Grenzen) festes Volumen und führen zu ähnlichen Expositionsumständen wie feste Stoffe, für welche die Szenarien in SR 44 entworfen wurden.

7.2.2 Arten und Mengen von Flüssigkeiten, die für die Freigabe in Betracht kommen

Stoffmengen flüssiger Stoffe, in denen radioaktive Stoffe vorliegen können und für die daher Freigrenzen oder Freigabewerte benötigt werden, sind grundsätzlich von Ableitungen, die unter § 47 StrlSchV fallen, abzugrenzen.

Hierbei sind insbesondere die folgenden Arten von Flüssigkeiten relevant:

- anorganische flüssige Reststoffe:
 - Chemieabwässer: Betriebsabwässer, Prozessabwässer, Dekontaminationsabwässer, Laborabwässer,
 - Schlämme bzw. Suspensionen: Abschlammungen, Ionenaustauscher/-harze, Fällschlämme, Sumpfschlämme,
 - Biologische Abwässer: Medizinische Abwässer, Pharma-Abwässer, Fäkal-Abwässer.
- organische flüssige Reststoffe:
 - Öle: Schmieröle, Hydrauliköle, Transformatorenöle,
 - Lösungsmittel: Alkane, TBP, Szintillationslösungen, Flüssigkeiten mit radioaktiven Markern,
 - Emulsionen.

Folgende Wege der Behandlung stehen prinzipiell für die Flüssigkeiten zur Verfügung:

- Flüssigkeiten, die durch eine Aufbereitung wiederverwertet werden sollen: Hierbei sind Schritte wie Filtrierung und Aufkonzentration möglich. Auf die Aspekte der Aufkonzentration insbesondere bei wässrigen Flüssigkeiten wird in Abschnitt 7.2.3 gesondert eingegangen.
- Flüssigkeiten, die zur Beseitigung in einer Verbrennungsanlage abgegeben werden: Hierbei sind prinzipiell dieselben Schritte wie bei einer Abgabe fester Stoffe zur Verbrennung gem.

§ 29 Abs. 2 Nr. 2 StrlSchV möglich. Die in diesem Zusammenhang hergeleiteten Freigabewerte wären somit für die Beseitigung in einer Verbrennungsanlage geeignet.

- Flüssigkeiten, die unmittelbar wiederverwendet werden können: Hierzu sind die in Abschnitt 7.2.4 dargestellten Szenarien geeignet.

7.2.3 Aufkonzentration wässriger Flüssigkeiten

Die generische Bewertung wässriger Flüssigkeiten, die Radionuklide enthalten, im Hinblick auf Freigabe oder Freistellung stellt ein prinzipielles Problem dar, da in generischer Form keine Aussagen darüber möglich sind, in welcher Form eine Aufkonzentration bei der späteren Nutzung der Flüssigkeiten stattfinden wird. Hierbei kann es sich etwa um verdünnte Laugen oder Säuren handeln, die später aufkonzentriert werden sollen oder aus denen die gelösten Salze wieder in fester Form durch vollständiges Eindampfen zurückgewonnen werden sollen.

Vor diesem Hintergrund ist nicht auszuschließen, dass eine Flüssigkeit, die in ursprünglicher Form für Flüssigkeiten hergeleitete massenbezogene Freigabewerte bzw. Freigrenzen unterschreitet, nach einer Aufkonzentration eine um Größenordnungen höhere massenbezogene Aktivität aufweist, die diese Werte deutlich überschreitet. Ein solcher Verarbeitungsschritt existiert dagegen für feste Stoffe praktisch nicht (mit der Ausnahme der Verbrennung, die jedoch bei der Herleitung von Freigabewerten für die Beseitigung angemessen betrachtet wurde [SSK 06]).

Da für wässrige Flüssigkeiten kein hinreichend allgemeiner Ansatz gilt, durch welchen sichergestellt werden kann, dass wässrige Flüssigkeiten jedweder Art auch nach ersten Behandlungsschritten Freigrenzen bzw. Freigabewerte einhalten und da im Gegensatz zur festen Stoffen Aufkonzentrationsprozesse möglich sind, erscheint es unmöglich, generische Freigrenzen oder Freigabewerte für solche Flüssigkeiten herzuleiten. Dies kann nur gelingen, wenn Aufkonzentrationschritte ausgeschlossen sind oder wenn zunächst Vermischungsprozesse in solchem Umfang erfolgen, dass eine spätere Aufkonzentration der gemischten Flüssigkeit nicht zu höheren als den ursprünglichen Aktivitätskonzentrationen führt.

Neben der Betrachtung der Aufkonzentration ist bei wässrigen Flüssigkeiten prinzipiell auch die Möglichkeit zu betrachten, dass das Wasser in die Nahrungskette des Menschen gelangt. Wenngleich solche Szenarien auch als sehr unwahrscheinlich anzusehen sind, können sie nicht völlig ausgeschlossen werden. Sie sind bei unbekanntem Weg, auf dem die wässrigen Flüssigkeiten verwertet und in der Folge wieder genutzt werden, in generischer Form nur sehr schwer zu fassen.

Die hier geschilderten Probleme mit der generischen radiologischen Betrachtung für wässrige Flüssigkeiten lassen sich vermeiden, wenn in Einzelfallnachweisen im Sinne von § 29 Abs. 2 Satz 3 StrlSchV die einzuhaltenden Bedingungen angemessen erfasst und in die Betrachtung einbezogen werden, etwa dann, wenn die Prozessschritte genau bekannt sind bzw. bestimmte Aufkonzentrationsprozesse ausgeschlossen werden können. In diesem Fall kann auf die in Abschnitt 7.2.4 dargestellte Betrachtung zurückgegriffen werden.

7.2.4 Vorhandene Betrachtungen für die Freigabe von nicht-wässrigen Flüssigkeiten

Für die Bewertung von Flüssigkeiten wurde bereits im März 2000 der folgende Bericht „Herleitung von Freigabewerten für flüssige Reststoffe“ vorgelegt [DEC 00], dessen grundlegende Szenarien weiterhin als gültig angesehen werden können. In diesem Bericht werden die folgenden Szenarien betrachtet:

- Wiederverwendung, Aufbereitung und Verwertung von Altöl
 - Altölsammelbetrieb: Es wird angenommen, dass 100 Mg freigegebenen Altöls pro Jahr an einem Sammelbetrieb mit einem Durchsatz von 40.000 Mg/a abgegeben und

dort bis zur weiteren Abgabe an einen Weiterverarbeiter gelagert werden. Dabei wird das Altöl gefiltert, um die Schwebepartikel zu entfernen. Hierbei wird angenommen, dass eine solche Filtrierung nicht bereits zuvor im abgebenden kerntechnischen Betrieb erfolgt ist. Die gesamte Aktivität befindet sich nach der Filtrierung in den Filtern und anderen Abfallprodukten (Ölschlamm). Die Filter und Rückstände (ca. 0,5 kg Ölschlamm pro Mg Altöl, wobei der realistischere Bereich zwischen 0,01 und 0,1 kg Ölschlamm pro Mg Altöl liegt) werden in einer Sondermüllverbrennungsanlage entsorgt.

- **Aufbereitung des Altöls:**
 - Aufarbeitung des Altöls in Grundöl, Asphalt und Teerpappe aus den Rückständen: Aus der Aufbereitung von Altöl entstehen schwere Rückstände (ca. 20 Gew.-% des Ausgangsmaterials). Aus diesen Rückständen werden Asphalt und Teerpappe hergestellt. Es wird angenommen, dass die Aktivität sich zu 100 % in den schweren Rückständen befindet. Aus den Rückständen (Asphalt) wird ein Geh- und Fahrradweg gebaut.
 - Zementindustrie: Das Altöl wird an die Zementindustrie verkauft, wo es zur Herstellung von Zementklinker eingesetzt wird. Es stellt eine konservative Annahme dar, dass sich die Aktivität nach dem Herstellungsprozess, bei dem das Altöl zum Verbrennungsprozess im direkten Kontakt zum sonstigen Material zugesetzt wird, zu 100 % im Zementklinker wiederfindet. Es wird angenommen, dass der Zementklinker vollständig im Beton zum Hausbau eingesetzt wird.
 - Aufarbeitung des Altöls in Grundöl - Reduktionsmittel in der Stahlindustrie: Aus der Aufarbeitung des Altöls entsteht ein Bodenprodukt (10%), das die Aktivität zu 100 % enthält. Dieses Bodenprodukt wird in der Stahlindustrie als Reduktionsmittel zur Herstellung von Roheisen in Hochöfen eingesetzt. Es stellt eine konservative Annahme dar, dass sich die Aktivität nach dem Herstellungsprozess zu 100 % im Roheisen befindet.
- **Verbrennung und Deponierung von Klärschlamm und sonstigen Stoffen:** Diese Expositionssituation wird auf die Betrachtung für die Freigabe zur Beseitigung zurückgeführt.
- **Abschätzung für Nuklide aus Medizin, Forschung und Industrie:** Für Nuklide aus Medizin, Forschung und Industrie wird im Folgenden eine grobe obere Abschätzung der Exposition durchgeführt. Hierzu wird angenommen, dass 100 Mg flüssige Abfälle aus der Medizin, Forschung und Industrie in einer einzigen Verbrennungsanlage während eines einzigen Verbrennungsvorgangs verbrannt werden und dass die entstehenden Rückstände im Bunker gehalten werden, bis eine LKW-Ladung (10 Mg Schlacke) vorliegt. Danach wird die gesamte Aktivität mit einer LKW-Ladung abtransportiert. Die LKW-Ladung mit den Verbrennungsrückständen wird in eine Deponie bzw. eine Straße eingebaut, wobei die Arbeiter durch Inhalation, Ingestion und äußere γ -Bestrahlung exponiert werden.

Für diese Szenarien werden radiologische Bewertungen durchgeführt, die in [DEC 00] dargestellt sind. Die Untersuchung kommt zu folgenden Schlussfolgerungen:

- Abwasser sowie wässrige Lösungen sollten im Regelfall im Rahmen der genehmigten Abgaben entsorgt werden.
- Die Freigabewerte für die uneingeschränkte Freigabe können für die thermische Verwertung, Aufarbeitung und Beseitigung von flüssigen Abfällen herangezogen werden.

- Die Freigabewerte für die Beseitigung aus der SSK-Empfehlung können dann Anwendung finden, wenn sichergestellt ist, dass die flüssigen Abfälle in einer konventionellen Müllverbrennungs- bzw. Sondermüllverbrennungsanlage beseitigt werden, wodurch ein hoher Grad an technisch bedingter Vermischung mit unkontaminierten Abfällen gewährleistet wird.
- Die Freigabewerte für die Beseitigung gelten nicht für andere thermische Verwertungsarten.
- Bei der Freigabe von Turbinenöl eines SWR (ca. 100 Mg) wird vorgeschlagen, dass entweder die mittlere spezifische Aktivität, gemittelt über die Gesamtmenge (ca. 100 Mg), den uneingeschränkten Freigabewert deutlich unterschreitet (ca. Faktor 10) oder das Öl vor der Freigabe gefiltert wird.

Sie empfiehlt also die Anwendung der Freigabewerte für die uneingeschränkte Freigabe für den Fall, dass sichergestellt ist, dass die Flüssigkeiten thermisch verwertet oder beseitigt werden. Bei diesen Schritten erfolgt keine Aufkonzentration mit dem Ziel, die Flüssigkeit oder ihre darin gelösten Bestandteile später erneut zu verwenden. Bei größeren Mengen an Ölen wird die Aufkonzentration bei einer evtl. Filtrierung zwecks Wiederverwertung bereits berücksichtigt, indem ein niedriger Freigabewert vorgeschlagen wird⁵.

Betrachtet man die Szenarien von SR 44 [IAE 05], so gelten folgende Überlegungen für ihre Übertragbarkeit auf solche Flüssigkeiten, für die keine Aufkonzentration in nennenswertem Umfang stattfindet:

- Alle Szenarien der externen Bestrahlung, die von Flüssigkeiten in Tanks oder anderen Behältnissen ausgehen kann, sind durch die Szenarien in SR 44 hinreichend abgedeckt. Insbesondere das Szenario im Stahlwerk beim Einschmelzen entspricht hinsichtlich Expositionsgeometrie und Abschirmung weitgehend der Exposition durch Flüssigkeiten in einem Tank.
- Die Szenarien der Ingestion für Flüssigkeiten betreffen insbesondere die Sekundäringestion, bei der die Flüssigkeit z. B. bei der Bewässerung von Nahrungsmittelanbau eingesetzt wird. Der Übergang der Flüssigkeit in die Pflanzen erfolgt analog zur betrachteten Aufnahme von Radionukliden über die Wurzeln aus dem in SR 44 unterstellten Bodenmaterial. Die angewendeten K_d -Werte sind konservativ niedrig gewählt, so dass unterstellt wird, dass ein abdeckend hoher Anteil der Radionuklide für die Wurzelaufnahme verfügbar ist.
- Eine Direktingestion durch Kinder ist möglich, wenn die wässrige Flüssigkeit z. B. auf öffentlichen Plätzen zur Staubbiederschlagung verregnet werden würde. Das daraus folgende Szenario ist ähnlich geartet wie das Szenario eines Kindes, das auf einem mit freigegebenen Stoffen belegten Platz spielt und hierbei Staub aufnimmt.
- Die Szenarien der Inhalation sind für wässrige Flüssigkeiten in weit geringerem Maße relevant als die Ingestionsszenarien. In die Atemluft kann die Flüssigkeit praktisch ausschließlich durch Verdunstung gelangen (daneben wäre noch Versprühen oder Vernebeln als Aerosol denkbar, etwa zur Luftverbesserung in Wohnungen oder öffentlichen Räumen, doch ist dies ein extrem unwahrscheinliches Szenario, da hierfür praktisch ausschließlich Leitungswasser verwendet wird). Die in SR 44 betrachtete Staubinhalation ist daher gegenüber Inhalation für wässrige Flüssigkeiten in hohem Maße abdeckend.
- Die Hautkontamination kann für wässrige Flüssigkeiten ganz analog zu festen Stoffen auftreten.

⁵⁾ Die erste Variante dieses Vorschlags wurde in der StrlSchV von 2001 nicht umgesetzt, da alle kerntechnischen Anlagen in Deutschland erklärten, dass Öle grundsätzlich filtriert abgeben werden. Eine externe Aufkonzentration entfällt daher, so dass die zweite Variante zusammen mit der Anwendung der unmodifizierten Freigabewerte für die uneingeschränkte Freigabe zum Zuge kam

7.2.5 Schlussfolgerung

Da aus der in Abschnitt 7.2.4 durchgeführten rein qualitativen Betrachtung folgt, dass die Szenarien von SR 44 auch für Flüssigkeiten ohne nennenswerte Aufkonzentration angewendet werden können, ergibt sich die unmittelbare Schlussfolgerung, dass die Freigrenzen bzw. Freigabewerte aus RS-G-1.7 [IAE 04] auch für solche Flüssigkeiten anwendbar sind, unabhängig davon, ob es sich um wässrige oder organische Flüssigkeiten handelt. Kann eine Aufkonzentration, wie sie z. B. für wässrige Flüssigkeiten möglich ist, dagegen nicht ausgeschlossen werden, sind die Freigrenzen bzw. Freigabewerte aus RS-G-1.7 hierfür nicht anwendbar. In diesem Fall beschränkt sich ihr Anwendungsbereich auf organische Flüssigkeiten wie Öle oder Lösungsmittel, die in der Regel entweder wiederverwendet, thermisch verwertet oder durch Verbrennung (in einer konventionellen Beseitigungsanlage) beseitigt werden.

8. BEHANDLUNG DER TOCHTERNUKLIDE (AP2.4)

8.1 Hintergrund

In diesem Abschnitt wird darauf eingegangen, wie in SR 44 bzw. den EU-Grundnormen Tochternuklide bei Freigrenzen und in der uneingeschränkten Freigabe behandelt werden und inwieweit Unterschiede die entstehenden Freigrenzen wesentlich beeinflussen. Hierzu relevante Betrachtungen hat BS bereits im Rahmen von RP 157 dargestellt. Tochternuklide wurden in allen Szenarien in konservativer Weise mit einbezogen. Generell wird für Radionuklide, die Tochternuklide mit einem nicht zu vernachlässigenden Dosiskoeffizienten im Verhältnis zum Mutternuklid haben, der insgesamt anzuwendende Dosiskoeffizient als die gewichtete Summe der Beiträge von Mutternuklid und Tochternukliden berechnet. Die Wichtung erfolgt über Aktivitätsverhältnisse, die in Anhang II von SR 44 angegeben sind. Hierdurch wird erreicht, dass die Beiträge von Tochternukliden in geeigneter Weise in den Dosisberechnungen berücksichtigt werden.

- Für Tochternuklide mit kurzen Halbwertszeiten wird radioaktives Gleichgewicht in einer kurzen Zeit erreicht, zum Beispiel innerhalb von 30 min für das Paar Cs-137/Ba-137m oder innerhalb von 20 Tagen für das Paar Sr-90/Y-90.
- Für wichtige Tochternuklide mit längeren Halbwertszeiten, die einen hohen Beitrag zur Dosis leisten, zum Beispiel Pu-241/Am-241, wird eine andere Vorgehensweise gewählt. Der Dosiskoeffizient des Tochternuklids wird zum Dosiskoeffizienten des Mutternuklids addiert, wobei ein geeigneter Wichtungsfaktor verwendet wird. Als Wichtungsfaktor für das Tochternuklid wird das maximale Aktivitätsverhältnis verwendet, das dieses während eines Zeitraums von 100 a bezogen auf das Mutternuklid zum Zeitpunkt $t = 0$ erreicht. Ein Zeitraum von 100 a ist notwendig, um sicherzustellen, dass die Einhaltung der Dosisrichtwerte als Folge der Freigabe von Material auch in Zukunft sichergestellt ist.

Diese Vorgehensweise wurde auch in RP 89 und RP 113 (sowie RP 122/I) und daher auch bei den relevanten Freigabewerten der Anl. III Tab. 1 StrlSchV angewendet.

8.2 Vorgehensweise im Safety Report 44

Die Behandlung von Tochternukliden wird in SR 44 [IAE 05] im Detail dargestellt. Generell wird für Radionuklide, deren Tochternuklide einen nicht zu vernachlässigenden Dosiskoeffizienten im Verhältnis zum Mutternuklid aufweisen, der insgesamt anzuwendende Dosiskoeffizient als die gewichtete Summe der Beiträge von Mutternuklid und Tochternukliden berechnet. Die Wichtung erfolgt über Aktivitätsverhältnisse, die in Anhang II von SR 44 angegeben sind. Hierdurch wird erreicht, dass die Beiträge von Tochternukliden in geeigneter Weise in den Dosisberechnungen berücksichtigt werden.

Eine größere Zahl von Radionukliden, die bei den Dosisberechnungen zu berücksichtigen sind, zerfällt in instabile Tochternuklide, die ihrerseits zur Dosis beitragen, nachdem die Aktivität des Mutternuklids freigegeben wurde. Es gibt jedoch einige wichtige Tochternuklide mit längeren Halbwertszeiten, die einen hohen Beitrag zur Dosis leisten, zum Beispiel Pu-241/Am-241. Das Aktivitätsmaximum für das Tochternuklid wird nach ungefähr 70 a erreicht, wobei Am-241 dann nur einen Bruchteil der ursprünglichen Aktivität des Pu-241 aufweist. Im Gegensatz zur Aktivität nimmt der Dosiskoeffizient für Inhalation und Ingestion in diesem Zeitraum aber erheblich zu und erreicht sein Maximum bei ca. 60 a. Das bedeutet, dass für freizugebendes Material, welches Pu-241 zum Zeitpunkt der Freigabe enthält und welches nach der Freigabe zusammenbleibt, der Beitrag von Tochternukliden unbedingt in die Dosisberechnungen mit einbezogen werden muss.

Der Dosisbeitrag von Tochternukliden wird daher allgemein in den Berechnungen berücksichtigt, um die Dosen nicht zu unterschätzen. Dies geschieht dadurch, dass der Dosiskoeffizient des Tochternuklids zum Dosiskoeffizienten des Mutternuklids addiert wird, wobei ein geeigneter Wichtungsfaktor verwendet wird. Als Wichtungsfaktor für das Tochternuklid wird das maximale Aktivitätsverhältnis verwendet, das dieses während eines Zeitraums von 100 a bezogen auf das Mutternuklid zum Zeitpunkt $t = 0$ erreicht. Ein Zeitraum von 100 a ist notwendig, um sicherzustellen, dass die Einhaltung der Dosisrichtwerte als Folge der Freigabe von Material auch in Zukunft sichergestellt ist.

Der Zeitpunkt, für den die Aktivität des ersten Zerfallsprodukts maximal wird, berechnet sich wie folgt:

$$A_2(t) = A_1(0)\lambda_2 \frac{(e^{-\lambda_1 t} - e^{-\lambda_2 t})B_2}{\lambda_2 - \lambda_1} \quad (8-1)$$

wobei

- $A_2(t)$ [Bq] Aktivität des Tochternuklids zur Zeit t ;
- $A_1(0)$ [Bq] ursprüngliche Aktivität des Mutternuklids;
- λ_1 [a^{-1}] radioaktive Zerfallskonstante des Mutternuklids;
- λ_2 [a^{-1}] radioaktive Zerfallskonstante des Tochternuklids;
- B_2 [-] Zerfallsausbeute des Tochternuklids.

Setzt man die Ableitung nach der Zeit zu Null:

$$\frac{dA_2(t)}{dt} = \frac{A_1(0)\lambda_2}{\lambda_2 - \lambda_1} (\lambda_2 e^{-\lambda_2 t} - \lambda_1 e^{-\lambda_1 t}) B_2 = 0 \quad (8-2)$$

und löst nach t auf, so erhält man:

$$t_{\max} = \frac{\log(\lambda_2/\lambda_1)}{\lambda_2 - \lambda_1} \quad (8-3)$$

wobei t_{\max} die Zeit ist, zu der das Maximum auftritt. Die vollständige Liste derjenigen Radionuklide, für die Tochternuklide bereits in den Dosisfaktoren berücksichtigt sind, und deren zugehörige Werte sind im Safety Report 44 angegeben. Die folgenden Kriterien werden verwendet, um festzulegen, wann ein bestimmtes Tochternuklid vollständig mit dem Mutternuklid zusammen berücksichtigt wird:

(1) Die Halbwertszeit des Tochternuklids muss kürzer sein als die des Mutternuklids;

UND

(2) Die Halbwertszeit des Tochternuklids ist kürzer als 1 Tag;

ODER

(3) Die Halbwertszeit des Tochternuklids ist kürzer als 10 % der Halbwertszeit des Mutternuklids
UND die Halbwertszeit des Tochternuklids ist kürzer als 10 a.

Dies bedeutet, dass ein Tochternuklid nicht separat behandelt werden muss, falls Kriterium 1 zusammen mit mindestens einem der Kriterien 2 oder 3 erfüllt ist. Tabelle 8.1 enthält eine Liste von Mutter- und Tochternukliden, die die obigen Kriterien erfüllen. Bei Zerfallsreihen (Zerfallsketten mit mehr als einem Tochternuklid) wird die beschriebene Vorgehensweise für jede Generation fortgesetzt, bis ein Nuklid erreicht ist, für das eines der Kriterien nicht mehr zutrifft. Alle Tochternuklide bis zu diesem Punkt werden in die Dosisberechnungen mit einbezogen. Jedes Mutternuklid, dessen Tochternuklide vollständig berücksichtigt sind, wird mit einem „+“-Zeichen gekennzeichnet.

Tabelle 8.1: Liste der Tochternuklide, die gem. Safety Report 44 [IAE 05] in den Dosiskoeffizienten des Mutternuklids berücksichtigt sind

Mutternuklid	Tochternuklide	Mutternuklid	Tochternuklide
Fe-52+	Mn-52m	In-114m+	In-114
Zn-69m+	Zn-69	Sn-113+	In-113m
Sr-90+	Y-90	Sn-121m+	Sn-121
Sr-91+	Y-91m	Sb-125+	Te-125m
Zr-95+	Nb-95m	Te-127m+	Te-127
Zr-97+	Nb-97m, Nb-97	Te-129m+	Te-129
Nb-97+	Nb-97m	Te-131m+	Te-131
Mo-99+	Tc-99m	Te-132+	I-132
Mo-101+	Tc-101	Cs-137+	Ba-137m
Ru-103+	Rh-103m	Ce-144+	Pr-144, Pr-144m
Ru-105+	Rh-105m	Pm-146+	Sm-146
Ru-106+	Rh-106	U-232sec	Th-228, Ra-224, Rn-220, Po-216, Pb-212, Bi-212, Tl-208
Pd-103+	Rh-103m	U-240+	Np-240m, Np-240
Pd-109+	Ag-109m	Np-237+	Pa-233
Ag-108m+	Ag-108	Pu-244+	U-240, Np-240m, Np-240
Ag-110m+	Ag-110	Am-242m+	Np-238
Cd-109+	Ag-109m	Am-243+	Np-239
Cd-113m+	In-113m, Cd-113	Cm-247+	Pu-243
Cd-115+	In-115m	Es-254+	Bk-250
Cd-115m+	In-115m	Es-254m+	Fm-254

8.3 Übertragung auf die Herleitung von Freigrenzen für den vollständigen Satz von Radionukliden

Die Herleitung von Freigrenzen und Freigabewerten für den vollständigen Satz von Radionukliden, wie in Abschnitt 2 beschrieben, erfordert die Anwendung derselben Methode wie in SR 44 [IAE 05]. Allerdings ist aufgrund der wesentlich größeren Zahl einzubeziehender Radionuklide die Anzahl derjenigen Nuklide mit entsprechenden Tochternukliden erheblich höher, als dies für die Betrachtungen in SR 44 der Fall war. Die vollständige Liste der Beziehungen zwischen Mutter- und Tochternukliden, die in der in Abschnitt 8.2 dargestellten Weise in die Berechnungen einzubeziehen sind, wurde daher in Tabelle 12.1 in Anhang C dargestellt. Die Beiträge der Tochternuklide wurden anteilig für die Herleitung der Freigrenzen in Abschnitt 2 berücksichtigt entsprechend ihres maximalen Beitrags. Die jeweiligen Beiträge des Mutternuklids und der Tochternuklide sind in den folgenden Tabellen in Anhang C dargestellt:

- Tabelle 12.2: Anteil der Mutter- und Tochternuklide an den Dosiskoeffizienten für externe Gamma-Bestrahlung (am Beispiel der Expositionsgeometrie „Raum mit Metallwänden“),
- Tabelle 12.3: Anteil der Mutter- und Tochternuklide am Dosiskoeffizienten für Inhalation (Altersgruppe der Erwachsenen) und
- Tabelle 12.4: Anteil der Mutter- und Tochternuklide am Dosiskoeffizienten für Ingestion (Altersgruppe der Erwachsenen).

Aus diesen Tabellen, die aufgrund ihres Umfangs im Anhang platziert wurden, kann die jeweilige radiologische Relevanz der einbezogenen Tochternuklide entnommen werden.

8.4 Vergleich der Sätze von einbezogenen Tochternukliden

Mit den in den Abschnitten 8.2 und 8.3 dargestellten Grundlagen kann nun ein Vergleich der Sätze von einbezogenen Tochternukliden zwischen der Untersuchung SR 44 (Table 1, S. 11) [IAE 05] und Anl. III Tab. 2 StrlSchV erfolgen. Das Ergebnis ist in Tabelle 8.2 gezeigt. Aus Gründen der Übersichtlichkeit ist das Zeichen „+“ zur Kennzeichnung der Einbeziehung von Tochternukliden beim Mutternuklid (Abkürzung „M.“) weggelassen worden, da es hier selbstverständlich ist. Zur Unterscheidung wurden lediglich das Zeichen „++“ für längere Tochternuklidketten und das Zeichen „sec“ für die gesamten Zerfallsreihen dargestellt.

In der Tabelle dienen folgende Einträge zur Kennzeichnung des Vergleichs:

- Mit „nicht enthalten“ wird in der Spalte für SR 44 angegeben, dass das betreffende Mutternuklid nicht in der Liste derjenigen Nuklide enthalten ist, für die Freigabewerte hergeleitet wurden.
- Mit „keine“ wird vermerkt, wenn kein Beitrag von Tochternukliden in die Dosiskoeffizienten des Mutternuklids einbezogen wurde.
- Mit „TN berücksichtigt“ (TN = Tochternuklid) wird angegeben, dass Beiträge von Tochternukliden im Dosiskoeffizienten des Mutternuklids korrekt berücksichtigt wurden, dass jedoch in der zugehörigen Untersuchung davon ausgegangen wurde, dass Beiträge evtl. vorliegender Tochternuklide bei der Bildung der Summenformel separat zu berücksichtigen sind.
- Mit „kein ‚künstliches‘ RN“ (RN = Radionuklid) wird in der Spalte für SR 44 gekennzeichnet, wenn das betreffende Mutternuklid nur als Radionuklid natürlicher Herkunft betrachtet wurde und somit kein Freigabewert für seine evtl. Herkunft aus strahlenschutzrechtlich genehmigtem Umgang oder aus der Kerntechnik betrachtet wurde.

Relevante Unterschiede bzgl. der radiologischen Relevanz sind in der letzten Spalte der Tabelle kurz kommentiert. Mit „-“ wird angedeutet, dass kein relevanter Unterschied zwischen der Vorgehensweise in Anl. III Tab. 2 StrlSchV und in der vorliegenden Untersuchung besteht. Der Eintrag „irrelev.“ kennzeichnet eine zwar formal vorhandene Abweichung zwischen der Vorgehensweise in dieser Untersuchung und Anl. III Tab. 2 StrlSchV, die jedoch für das Ergebnis ohne Belang ist (weniger als 20 % Beitrag zum Dosiskoeffizienten durch die wechselseitig nicht berücksichtigten Radionuklide). Relevante Unterschiede sind explizit benannt.

Tabelle 8.2: Vergleich der Sätze von Tochternukliden in Anl. III Tab. 2 StrlSchV und SR 44

Muttern.	Anl. III Tab. 2 StrlSchV	SR 44 (Table 1, S. 11)	diese Untersuchung	Bewertung
Mg-28	Al-28	nicht enthalten	Al-28	-
Ca-47	Sc-47	TN einbezogen	Sc-47	-
Ti-44	Sc-44	nicht enthalten	Sc-44	-
Fe-52	TN einbezogen	Mn-52m	Mn-52m	-
Fe-60	Co-60m	nicht enthalten	Co-60m, Co-60	irrelev.
Zn-69m	Zn-69	Zn-69	Zn-69	-
Ge-68	Ga-68	nicht enthalten	Ga-68	-
Rb-83	Kr-83m	nicht enthalten	Kr-83m	-
Sr-82	Rb-82	nicht enthalten	Rb-82	-

Muttern.	Anl. III Tab. 2 StrlSchV	SR 44 (Table 1, S. 11)	diese Untersuchung	Bewertung
Sr-90	Y-90	Y-90	Y-90	-
Sr-91	TN einbezogen	Y-91m	Y-91m, Y-91	irrelev.
Y-87	Sr-87m	nicht enthalten	Sr-87m, Rb-87	irrelev.
Zr-93	Nb-83m	TN einbezogen	Nb-83m	-
Zr-95	TN einbezogen	Nb-95, Nb-95m	Nb-95, Nb-95m	-
Zr-97	Nb-97, Nb-97m	Nb-97, Nb-97m	Nb-97, Nb-97m	-
Nb-97	keine	Nb-97m	Nb-97m	irrelev.
Mo-99	TN einbezogen	Tc-99m	Tc-99m	-
Mo-101	Tc-101 (in Tab. fehlerhaft: Tc-100)	Tc-101	Tc-101	-
Tc-95m	Tc-95	nicht enthalten	Tc-95	-
Ru-103	Rh-103m (in Tab. fehlerhaft: Rh-102m)	Rh-103m	Rh-103m	-
Ru-105	keine	Rh-105m	Rh-105m, Rh-105	irrelev.
Ru-106	Rh-106	Rh-106	Rh-106	-
Pd-103	Rh-103m (in Tab. fehlerhaft: Rh-106)	Rh-103m	Rh-103m	-
Pd-109	TN einbezogen	Ag-109m	Ag-109m	-
Ag-108m	Ag-108	Ag-108	Ag-108, Cd-108	irrelev.
Ag-110m	Ag-110	Ag-110	Ag-110	-
Cd-109	Ag-109m	Ag-109m	Ag-109m	-
Cd-113m	keine	In-113, Cd-113	Cd-113	In-113 ohne Relev.
Cd-115	In-115m	In-115m	In-115m	-
In-114m	In-114	In-114	In-114	-
Sn-113	In-113m	In-113m	In-113m	-
Sn-121m	Sn-121	Sn-121	Sn-121	-
Sn-126	Sb-126m	nicht enthalten	Sb-126m, Sb-126n, Sb-126	irrelev.
Sb-125	Te-125m	Te-125m	Te-125m	-
Te-127m	Te-127	Te-127	Te-127	-
Te-129m	Te-129	Te-129	Te-129	-
Te-131m	Te-131	Te-131	Te-131, I-131, Xe-131m	irrelev.
Te-132	TN einbezogen	I-132	I-132	-
Te-133m	Te-133	TN einbezogen	Te-133, I-133, Xe-133m, Xe-133	I-133 relev. bei Inhalation/Ingestion
I-133	Xe-133, Xe-133m	TN einbezogen	Xe-133, Xe-133m	-
I-135	Xe-135, Xe-135m	TN einbezogen	Xe-135, Xe-135m	-
Xe-122	I-122	nicht enthalten	nicht enthalten	irrelev., da Edelgase nicht einbezogen
Cs-137	Ba-137m	Ba-137m	Ba-137m	-
Ba-131	Cs-131	TN einbezogen	Cs-131	-
Ba-140	La-140	TN einbezogen	La-140	-
Ce-144	Pr-144, Pr-144m	Pr-144, Pr-144m	Pr-144, Pr-144m	-

Muttern.	Anl. III Tab. 2 StrlSchV	SR 44 (Table 1, S. 11)	diese Untersuchung	Bewertung
Pm-146	keine	Sm-146	Sm-146	irrelev.
Pm-148m	Pm-148	nicht enthalten	Sm-148, Pm-148, Nd-144	irrelev.
Gd-146	Eu-146	nicht enthalten	Eu-146, Sm-146	irrelev.
Dy-166	Ho-166	TN einbezogen	Ho-166	-
Hf-172	Lu-172	nicht enthalten	Lu-172m, Lu-172	irrelev.
W-178	Ta-178	nicht enthalten	Ta-178	-
W-188	Re-188	nicht enthalten	Re-188	-
Re-189	Os-189m	nicht enthalten	Os-189m	-
Os-194	Ir-194	nicht enthalten	Ir-194	-
Ir-189	Os-189m	nicht enthalten	Os-189m	-
Ir-190	Os-190m	TN einbezogen	Os-190m	-
Pt-188	Ir-188	nicht enthalten	Ir-188	-
Hg-194	Au-194	nicht enthalten	Au-194	-
Hg-195m	Hg-195	nicht enthalten	Hg-195, Au-195, Au-195m	Au-195m für ext. Bestr. relevant
Pb-210	Bi-210	kein „künstliches“ RN	<i>siehe Pb-210++</i>	<i>nicht separat einbezogen</i>
Pb-210++	Bi-210, Po-210	kein „künstliches“ RN	Bi-210, Po-210	-
Pb-212	Bi-212, Tl-208, Po-212	kein „künstliches“ RN	Bi-212, Tl-208, Po-212	-
Bi-212	Tl-208, Po-212	kein „künstliches“ RN	Tl-208, Po-212	-
Rn-220	Po-216	kein „künstliches“ RN	nicht enthalten	<i>irrelev., da Edelgase nicht einbezogen</i>
Rn-222	Po-218, Pb-214, Bi-214, Po-214	kein „künstliches“ RN	nicht enthalten	<i>irrelev., da Edelgase nicht einbezogen</i>
Ra-223	Rn-219, Po-215, Pb-211, Bi-211, Tl-207, Po-211	nicht enthalten	Rn-219, Po-215, Pb-211, Bi-211, Tl-207, Po-211	-
Ra-224	Rn-220, Po-216, Pb-212, Bi-212, Tl-208, Po-212	nicht enthalten	Rn-220, Po-216, Pb-212, Bi-212, Tl-208, Po-212	-
Ra-226	Rn-222, Po-218, Pb-214, Bi-214, Po-214	kein „künstliches“ RN	<i>siehe Ra-226++</i>	<i>nicht separat einbezogen</i>
Ra-226++	Rn-222, Po-218, Pb-214, Bi-214, Pb-210, Bi-210, Po-210, Po-214	kein „künstliches“ RN	Rn-222, Po-218, Pb-214, Bi-214, Pb-210, Bi-210, Po-210, Po-214	-
Ra-228	Ac-228	kein „künstliches“ RN	Ac-228, Th-228, Ra-224, Rn-220, Po-216, Pb-212, Bi-212, Po-212, Tl-208	Tl-208 relev. für ext. Bestrahlung
Ac-225	Fr-221, At-217, Bi-213, Po-213, Tl-209, Pb-209	nicht enthalten	Fr-221, At-217, Bi-213, Rn-217, Po-213, Tl-209, Pb-209, Bi-209	irrelev.
Ac-227	Fr-223	nicht enthalten	<i>siehe Ac-227++</i>	nicht separat einbezogen
Ac-227++	Fr-223, Th-227, Ra-223, Rn-219, Po-215, Pb-211, Bi-211, Tl-207, Po-211	nicht enthalten	Fr-223, Th-227, Ra-223, Rn-219, Po-215, Pb-211, Bi-211, Tl-207, Po-211	-
Th-226	Ra-222, Rn-218, Po-214	TN einbezogen	Ra-222, Rn-218, Po-214	-

Muttern.	Anl. III Tab. 2 StrlSchV	SR 44 (Table 1, S. 11)	diese Untersuchung	Bewertung
Th-228	Ra-224, Rn-220, Po-216, Pb-212, Bi-212, Tl-208, Po-212	kein „künstliches“ RN	Ra-224, Rn-220, Po-216, Pb-212, Bi-212, Tl-208, Po-212	-
Th-229	Ra-225, Ac-225, Fr-221, At-217, Bi-213, Tl-209, Po-213, Pb-209	TN einbezogen	Ra-225, Ac-225, Fr-221, At-217, Bi-213, Tl-209, Po-213, Pb-209	-
Th-232sec	Ra-228, Ac-228, Th-228, Ra-224, Rn-220, Po-216, Pb-212, Bi-212, Tl-208, Po-212	kein „künstliches“ RN	Ra-228, Ac-228, Th-228, Ra-224, Rn-220, Po-216, Pb-212, Bi-212, Tl-208, Po-212	-
Th-234	Pa-234m, Pa-234	kein „künstliches“ RN	Pa-234m, Pa-234	-
U-230	Th-226, Ra-222, Rn-218, Po-214	TN einbezogen	Th-226, Ra-222, Rn-218, Po-214, Pb-210, Bi-210, Po-210	irrelev.
U-232 (U-232sec)	Th-228, Ra-224, Rn-220, Po-216, Pb-212, Bi-212, Tl-208, Po-212	Th-228, Ra-224, Rn-220, Po-216, Pb-212, Bi-212, Tl-208 (ohne Po-212)	Th-228, Ra-224, Rn-220, Po-216, Pb-212, Bi-212, Tl-208, Po-212	-
U-234	TN einbezogen	kein „künstliches“ RN	Th-230	-
U-235	Th-231	kein „künstliches“ RN	Th-231, Pa-231, Ac-227, Fr-223, Th-227, Ra-223, Rn-219, Po-215, Pb-211, Bi-211, Po-211, Tl-207	Ac-227 relev. für Inhalation/Ingestion
U-238	Th-234, Pa-234m, Pa-234	kein „künstliches“ RN	Th-234, Pa-234m, Pa-234, U-234	irrelev.
U-238sec	Th-234, Pa-234m, U-234, Th-230, Ra-226, Rn-222, Po-218, Pb-214, Bi-214, Pb-210, Bi-210, Po-210, Po-214	kein „künstliches“ RN	nicht einbezogen	-
U-240	Np-240, Np-240m	Np-240, Np-240m	Np-240, Np-240m	-
Np-237	Pa-233	Pa-233	Pa-233, U-233	irrelev.
Pu-244	U-240, Np-240m, Np-240	U-240, Np-240m, Np-240	U-240, Np-240m, Np-240, Pu-240	irrelev.
Am-242m	Np-238, Am-242	Np-238 (ohne Am-242)	Am-242, Cm-242, Np-238, Pu-238, U-234	Pu-238 relev. für Inhalation/Ingestion
Am-243	Np-239	Np-239	Np-239, Pu-239	irrelev.
Cm-247	Pu-243	Pu-243	Pu-243, Am-243, Np-239	irrelev.
Cf-253	Cm-249	TN einbezogen	Cm-249, Es-253, Bk-249, Cf-249	Es-253 für ext. Bestr. relevant
Es-254	Bk-250	Bk-250	Bk-250, Cf-250, Cm-246	Cf-250 relev. für Inhalation/Ingestion
Es-254m	Bk-250, Fm-254	Fm-254 (ohne Bk-250)	Fm-254, Bk-250, Cf-250	irrelev.

Die Einträge in der Spalte „Bewertung“ zeigen, dass nominell zwar vorhandene Abweichungen bzgl. der einbezogenen Tochternuklide nur in sehr geringem Umfang Auswirkungen auf die radiologische Relevanz haben.

8.5 Schlussfolgerungen

Die Einbeziehung der Tochternuklide bei der Berechnung der Freigrenzen bzw. Freigabewerte erfolgt im Wesentlichen konsistent zwischen Anl. III Tab. 2 StrlSchV, SR 44 [IAE 05] und der vorliegenden Untersuchung. Eine Veränderung der bisherigen Einträge in Anl. III Tab. 2 StrlSchV ist dabei nicht oder nur in sehr geringem Umfang notwendig, je nachdem, wie die Bemerkungen in der letzten Spalte von Tabelle 8.2 umgesetzt werden sollten. Einige kleinere Schreibfehler in Anl. III Tab. 2 StrlSchV können hierbei ebenfalls korrigiert werden (vgl. die Bemerkungen in der 2. Spalte von Tabelle 8.2).

Wenn beabsichtigt ist, in einer zukünftigen Fassung einer Tabelle mit Freigrenzen und Freigabewerten die jetzige Anl. III Tab. 2 StrlSchV fortzuschreiben, so wären hierzu auch die sonstigen einbezogenen Tochternuklide gem. Tabelle 12.1 in Anhang C mit aufzunehmen.

9. LITERATURVERZEICHNIS

- [CEC 93] KOMMISSION DER EUROPÄISCHEN GEMEINSCHAFTEN
Principles and Methods for Establishing Concentrations and Quantities (Exemption values)
Below which Reporting is not Required in the European Directive
Report Radiation Protection 65, Doc. XI-028/93, Brüssel, 1993
- [DEC 93] DECKERT, A.; HOPPE, G.; JOHN, T.; THIERFELDT, S.
Strahlenexposition durch konventionelle Beseitigung von Abfällen mit Restaktivität
Schriftenreihe Reaktorsicherheit und Strahlenschutz des BMU, ISSN 0724-3316,
BMU-1994-393, angefertigt von Brenk Systemplanung, Aachen, 1993
- [DEC 97] DECKERT, A.; THIERFELDT, S. (BRENK SYSTEMPLANUNG)
Konservativitätsanalysen bei Freigabegrenzwerten
Endbericht zum Forschungsvorhaben 02S 7635 5 des BMBF, Aachen, 1997
- [DEC 98] DECKERT, A.; THIERFELDT, S. (BRENK SYSTEMPLANUNG)
Berechnung massenspezifischer Freigabewerte für schwach radioaktive Reststoffe
BMU-1998-520, Schriftenreihe Reaktorsicherheit und Strahlenschutz des BMU,
ISSN 0724-3316, Brenk Systemplanung, Aachen, 1998
- [DEC 99] DECKERT, A.; THIERFELDT, S.
Radiologische Bewertung einer Kontamination: Entscheidungshilfe zur Festlegung von flächenbezogenen Freigabewerten
Endbericht zu Vorhaben St.Sch. 4149 des BMU, Brenk Systemplanung, 1999
Schriftenreihe Reaktorsicherheit und Strahlenschutz, BMU-2000-559
- [DEC 99B] DECKERT, A.
Basis for the definition of surface contamination clearance levels for recycling or reuse of
metals arising from the dismantling of nuclear installations
Brenk Systemplanung GmbH; Bericht in der Reihe Radiation Protection 101
European Commission; Luxemburg, 1999
- [DEC 00] DECKERT, A.; THIERFELDT, S.; KUGELER, E.
Herleitung von Freigabewerten für flüssige Reststoffe
Bericht erstellt im Rahmen des Vorhabens St.Sch.4149 des BMU
Brenk Systemplanung GmbH, Aachen, 2000
- [EUR 96] EUROPÄISCHE KOMMISSION
Richtlinie 96/29/Euratom des Rates vom 13. Mai 1996 zur Festlegung der grundlegenden
Sicherheitsnormen für den Schutz der Gesundheit der Arbeitskräfte und der Bevölkerung
gegen die Gefahren durch ionisierende Strahlungen
ABl. L 159 vom 29. Juni 1996, S. 1

- [EUR 98] EUROPÄISCHE KOMMISSION
Recommended Radiological Protection Criteria for the Recycling of Metals from the Dismantling of Nuclear Installations. Radiation Protection No. 89, Recommendation from the Group of Experts set up under the terms of Article 31 of the Euratom Treaty, Luxemburg, März 1998
- [EUR 03] EUROPÄISCHE KOMMISSION
Evaluation of the application of the concepts of exemption and clearance for practices according to title III of Council Directive 96/29/Euratom of 13 May 1996 in EU Member States - Volume 1: Main Report
Report Radiation Protection 134, Luxemburg, 2003
- [EUR 14] EUROPÄISCHE KOMMISSION
Richtlinie 2013/59/Euratom des Rates vom 5. Dezember 2013 zur Festlegung grundlegender Sicherheitsnormen für den Schutz vor den Gefahren einer Exposition gegenüber ionisierender Strahlung und zur Aufhebung der Richtlinien 89/618/Euratom, 96/29/Euratom, 97/43/Euratom und 2003/122/Euratom
Amtsblatt der Europäischen Union, L13, ISSN 1977-0642, 17. Januar 2014
- [FAW 93] FAW, R. E.; SHULTIS, J. K.
Radiological Assessment : sources and exposures. PTR Prentice-Hall, Inc., New Jersey, 1993
- [GAR 96] GARBAY, H.; CAHRLIER DE CHILY, A.; DECKERT, A.; GÜLDNER, R.
Determination of doses due to the reuse of very slightly radioactive steel. Europäische Kommission, EUR 16918 EN, Luxemburg, 1996
- [IAE 92] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY
Application of Exemption Principles to Recycle of Materials from Nuclear Facilities. Safety Series 111 P-1.1, Vienna, 1992
- [IAE 96A] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY
International Basic Safety Standards for Protection against Ionizing Radiation and for the Safety of Radiation Sources
Safety Standards, Safety Series No. 115, Vienna, 1996, ISBN 92-0-104295-7
- [IAE 98] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY
Clearance of materials resulting from the use of radionuclides in medicine, industry and research; TECDOC 1000, Vienna, 1998
- [IAE 01] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY
Generic Models for Use in Assessing the Impact of Discharges of Radioactive Substances to the Environment
SAFETY REPORTS SERIES No. 19, Vienna, 2001
- [IAE 04] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY
Application of the Concepts of Exclusion, Exemption and Clearance, Safety Standards Series No. RS-G-1.7, Safety Guide, Vienna 2004

- [IAE 05] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY
Derivation of Activity Concentration Values for Exclusion, Exemption and Clearance
Safety Report Series No. 44, Vienna, 2005
- [ICR 77] INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIOLOGICAL PROTECTION
Recommendations of the International Commission on Radiological Protection ICRP Publication 26, Pergamon Press, Oxford, 1977
- [ICR 83] INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIOLOGICAL PROTECTION
Radionuclide Transformations, Energy and Intensity of Emissions. ICRP Publication 38, Pergamon Press, Oxford, 1983
- [ICR 87] INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIOLOGICAL PROTECTION
Data for Use in Protection against External Radiation. ICRP Publication No. 51, Pergamon Press, Oxford 1987
- [ICR 91] INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIOLOGICAL PROTECTION
1990 Recommendations of the ICRP. ICRP Publication 60, Elsevier, New York, 1991
- [ICR 08] INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIOLOGICAL PROTECTION
Scope of Radiation Protection Control Measures, ICRP Publication 104, Elsevier, New York, 2008
- [ICR 12] INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIOLOGICAL PROTECTION
Compendium of Dose Coefficients based on ICRP Publication 60. ICRP Publication 119, Elsevier, New York, 2012
- [JOH 93] JOHN, T.; DECKERT, A.; THIERFELDT, S.
Untersuchung zur schadlosen Verwertung von Bauschutt und Gebäudeteilen
Teilbericht aus BMU-1994-394, Schriftenreihe Reaktorsicherheit und Strahlenschutz des
BMU, ISSN 0724-3316, angefertigt von Brenk Systemplanung, Aachen, 1993
- [KIS 94] KISTINGER, S.; DECKERT, A.; GRAF, R.; GÖRTZ, R.; GOLDAMMER, W.; THIERFELDT, S.
Teil: Ermittlung der radiologischen Konsequenzen der schadlosen Verwertung von α -haltigem
Metallschrott. Brenk Systemplanung, Aachen, Schriftenreihe Reaktorsicherheit und
Strahlenschutz, BMU 1994-394, 1994
- [KOC 87] KOCHER, D.C.; ECKERMANN, K.F.
Electron Dose-Rate Conversion Factors for External Exposure of the Skin from Uniformly
Deposited Activity on the Body Surface, Health Physics, Vol. 53, No. 2, 1987, p. 135-141
- [MEN 00] MENON, S.
An Implementor's Views on Clearance Levels for Radioactivity Contaminated Material
Vortrag auf der Waste Management (WM) Conference WM2000, February 27 – March 2,
2000, Tucson, AZ

- [MER 13] MERK, R.; KRÖGER, H.; EDELHÄUSER-HORNUNG, L.; HOFFMANN, B.
PENELOPE-2008 Monte Carlo simulation of gamma exposure induced by ⁶⁰Co and NORM-radionuclides in closed geometries
Applied Radiation and Isotopes 82, p. 20–27, Elsevier, 2013
- [MOB 09] MOBBS, S.; SCHNEIDER, T.; JANSSENS, A.
Review of the relevance of the scenarios used in the derivation of the exemption levels in the BSS to modern waste disposal practices”
Symposium “Provisions for Exemption and Clearance“ des TÜV NORD, Wiesbaden, 21.-23.09.2009
- [NRC 03] NUCLEAR REGULATORY COMMISSION
Radiological Assessment for Clearance of Materials from Nuclear Facilities
Rep. NUREG-1640, USNRC, Washington, DC (2003)
- [SSK 98] STRAHLENSCHUTZKOMMISSION
Freigabe von Materialien, Gebäuden und Bodenflächen mit geringfügiger Radioaktivität aus anzeige- und genehmigungspflichtigem Umgang
Empfehlung der Strahlenschutzkommission, verabschiedet auf der 151. Sitzung im Februar 1998
- [SSK 06] STRAHLENSCHUTZKOMMISSION
Freigabe von Stoffen zur Beseitigung
Empfehlung der Strahlenschutzkommission, verabschiedet in der 213. Sitzung der Strahlenschutzkommission am 06. Dezember 2006
Geschäftsstelle der Strahlenschutzkommission, Bonn, 2006
- [STU 94] STUBENRAUCH, S.; HEMPFLING, R.; SIMMLEIT, N.; MATHEWS, T.; DOETSCH, P.
Abschätzung der Schadstoffexposition in Abhängigkeit von Expositionsszenarien und Nutzergruppen. UWSF - Z. Umweltchem. Ökotox. 6(1), Landsberg.
- [THI 99] THIERFELDT, S.; NÜSSER, A.; DECKERT, A.; SCHRAMKE, M.; NEUHAUS, I.
Stilllegung von Kernanlagen - Freigabe von Bodenflächen kerntechnischer Standorte
Endbericht zu Vorhaben SR 2271 des BMU, Brenk Systemplanung, Aachen, 1999
- [THI 00] THIERFELDT, S.; KUGELER, E.
Freigabe von Gebäuden und Bauschutt aus kerntechnischem Umgang
Endbericht erstellt im Auftrag des Bundesministeriums für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit; Brenk Systemplanung, Aachen, Juni 2000
- [THI 03] THIERFELDT, S.; WÖRLEN, S.; SCHARTMANN, F.
Abschätzung der Kollektivdosis durch Freigaben in Deutschland
Endbericht zum Vorhaben StSch 4279 des Bundesministeriums für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit
Aachen, Dezember 2003

- [THI 04] THIERFELDT, S.; WÖRLEN, S.
Spezifische Fragestellungen für die Fortentwicklung von Datensätzen für die Freigrenzen, Freigabe von Oberflächenkontaminationen - Fortentwicklung des radiologischen Modells für die Berechnung von Freigabewerten für die Freigabe zur Beseitigung; Endbericht zu AP2/AP3 des Vorhabens StSch 4279 - BS-Nr. 0107-01, Brenk Systemplanung, Aachen, 2004
- [THI 08] THIERFELDT, S.; BARTHEL, R., WÖRLEN, S.
Comparative Study of EC and IAEA Guidance on Exemption and Clearance Levels
Abschlußbericht für die Europäische Kommission, DG TREN
Endbericht zu Contract TREN/07/NUCL/S07.76852, Brenk Systemplanung GmbH, Aachen, 2008
veröffentlicht als Report Radiation Protection 157, Luxemburg, 2010
- [THI 12] THIERFELDT, S.; TACHLINSKI, S.; WÖRLEN, S.; HOPPE, G.; KUNZ, R.; TÖPPERWIEN, K.
Berechnung von Freigrenzen und Freigabewerten für Nuklide, für die keine Werte in den IAEA-BSS vorliegen
erstellt im Auftrag des Eidgenössischen Departements des Inneren Bundesamt für Gesundheit Direktionsbereich Verbraucherschutz, Vertrag Nr. 11.007303, Aachen, 2012
- [THI 13] THIERFELDT, S.
Freigrenzen und Freigabewerte in den neuen Strahlenschutz-Grundnormen der EU
Vortrag auf der Jahrestagung des Fachverbands für Strahlenschutz, Essen, 2013
- [UNS 00] UNSCEAR - UN SCIENTIFIC COMMITTEE ON THE EFFECTS OF ATOMIC RADIATION
UNSCEAR 2000 Report: Sources And Effects Of Ionizing Radiation
Vol. I, Annex B : Exposures from natural radiation sources
Vienna, 2000
- [ZAN 92] ZANKL, M.; PETOUSSI, N.; DREXLER, G.
Effective Dose and Effective Dose Equivalent - The Impact of the New ICRP Definition for External Photon Irradiation. Health Physics, Vol. 62, No. 5, May 1992

10. ANHANG A: ENTWICKLUNG DES SAFETY REPORT 44 [IAE 05]

10.1 Übersicht

Die historische Entwicklung des Safety Guide RS-G-1.7 [IAE 04] kann im Wesentlichen in die folgenden 4 Phasen eingeteilt werden:

1. Entwicklung eines Konzepts für die Herleitung von Freigabewerten für die uneingeschränkte Freigabe: 1998-99;
2. Entwicklung von Freigabewerten und eines Dokuments (DS 161), das diese Werte und ihre Herleitung darstellt: 1999-2000;
3. Erhebliche Veränderung des Geltungsbereichs und Erarbeitung eines neuen Satzes von Werten, welcher die Anwendbarkeit der Strahlenschutz-Grundnormen (BSS) der IAEA definieren soll; Abschluss der Arbeiten an RS-G-1.7: 2001-2003;
4. Vorstellung des neuen Wertesatzes als ein international abgestimmter Satz von Freigabewerten für die uneingeschränkte Freigabe durch die IAEA: seit 2004.

Da die Teilnehmer an Consultants' Meetings der IAEA durch Verschwiegenheitserklärungen gegenüber der IAEA gebunden sind, was auch für einen Autor des vorliegenden Berichts (S. Thierfeldt) zutrifft, können nicht alle Details aus derartigen Sitzungen hier dargestellt werden. Es wurden daher nur Fakten dargestellt, die in ähnlicher Form auch anderer Stelle veröffentlicht wurden, etwa in Vorträgen auf Konferenzen oder in öffentlich zugänglichen Dokumenten.

10.2 Phase 1: Entwicklung eines Konzepts für die Herleitung von Freigabewerten für die uneingeschränkte Freigabe

Die Entwicklung begann 1998, als ein Technical Committee Meeting durch die IAEA einberufen wurde mit dem Ziel, einen Ansatz für die Erarbeitung von Freigabewerten für die uneingeschränkte Freigabe zu erarbeiten, die die Werte der bestehenden Empfehlung TECDOC 855 [IAE 96] ersetzen könnten.

Obwohl die Empfehlung TECDOC 855 [IAE 96] erst wenige Jahre zuvor veröffentlicht worden war, herrschte die Auffassung, dass eine Empfehlung von Freigabewerten, die nur auf Literaturstudien beruht und als Freigabewerte lediglich Größenordnungen anstelle von szenarienbasierten festen Werten angibt, für IAEA-Mitgliedstaaten nicht adäquat sei und außerdem nicht gleichwertig sei zur Arbeit, die seinerzeit bei der Europäischen Kommission im Rahmen der Entwicklung von RP 89 [EUR 98] stattfand. Daher wurde zunächst auf internationaler Ebene diskutiert, wie die IAEA einen neuen Satz von Freigabewerten entwickeln sollte, die weltweite Gültigkeit haben sollten, die also nicht nur auf in einigen wenigen Ländern anwendbaren Szenarien basieren sollten (etwa wegen Annahmen zur Radionuklidverbreitung in Umweltmedien, wegen bestimmter Verzehrsgewohnheiten der Bevölkerung usw.).

Im Rahmen dieser Arbeitsgruppensitzung wurde eine Vielzahl von internationalen Studien gesichtet, die jedoch weitgehend auf landesspezifischen Szenarien basierten. Daher wurde der Vorschlag von deutscher Seite willkommen geheißen, einen neuen Satz von Freigabewerten auf abdeckenden Szenarien zu basieren, mit denen man nicht bestimmte Arbeitsbedingungen oder die Verwendung von Produkten abbilden würde, sondern die für eine große Vielzahl von Expositionssituationen einhüllend sein sollten. Dieser Sachverhalt würde durch Vergleich der relevanten Parameterwerte mit einer Vielzahl internationaler Studien nachzuweisen sein, wobei die letztendlich gewählten Werte sich im oberen Perzentilbereich der Verteilungen tatsächlich verwendeter Werte bewegen müsste (zum Beispiel

Anzahl der Arbeitsstunden pro Jahr, Abstände, Expositionsgeometrien). Alternativ könnten diese Parameterwerte auf Argumenten basieren, die sich auf allgemein akzeptierte Quellen stützen, etwa Empfehlungen der ICRP (zum Beispiel Dosiskoeffizienten, Atemraten des Menschen).

Als Vorbereitung für folgende Arbeiten wurden drei kleine Arbeitsgruppen gebildet, die die vorhandenen Informationen für Szenarien für drei relevante Radionuklide, Co-60, Sr-90 und Pu-239, verwenden und auf diese Weise starke Gamma- Beta- und Alphastrahler untersuchen sollten. Die Szenarien, die für die Herleitung von Freigabewerten verwendet werden sollten, wurden „abdeckende Szenarien“ (*“enveloping scenarios”*) genannt.

10.3 Phase 2: Entwicklung der Freigabewerte und Arbeit an DS 161

Die tatsächliche Entwicklung von Freigabewerten für die uneingeschränkte Freigabe begann in der zweiten Jahreshälfte 1999, als ein Consultants' Meeting in Wien einberufen wurde, um die Szenarientwicklung auf Basis der Vorschläge der vorherigen Arbeitsgruppensitzung zu beginnen. Der erste Satz von Freigabewerten wurde auf den folgenden Szenarien basiert, wobei sich Szenariennamen, die mit einem M beginnen, auf Metallschrott, mit einem R auf Bauschutt und mit einem A auf alle sonstigen Materialien beziehen:

- externe Bestrahlung:
 - M-EXT-A: Arbeiter auf einer großen Menge freigegebenen Materials, das mit anderem Material vermischt ist, z. B. einer Deponie (1.800 h/a).
 - M-EXT-B: Arbeiter, der sich mit einer mittleren Menge freigegebenen Materials befasst (500 h/a).
 - M-EXT-C: Person, die in einem Haus lebt, bei dessen Errichtung freigegebenes Material verwendet wurde, Beispiel für Boden und Decke (7.000 h/a).
 - M-EXT-D: Person, die mit einem größeren freigegebenen Gegenstand in Kontakt kommt (sowohl Wiederverwendung als auch Wiederverwertung) (900 h/a).
 - R-EXT-A: Arbeiter auf einem halb-unendlich ausgedehnten Volumen (1.800 h/a).
 - R-EXT-B: Arbeiter neben einem Volumen endlicher Größe (900 h/a).
 - R-EXT-C: Person der allgemeinen Bevölkerung neben einer größeren Quelle (7.000 h/a).
 - A-EXT-A: Gärtner, der 1.800 h/a auf freigegebenem Erdreich arbeitet.
 - A-EXT-B: Person, die 7.000 h/a in einem Raum oder einer Umschließung verbringt, die aus freigegebenem Material hergestellt wurde, z. B. Schuppen oder Plastikzelt.
 - A-EXT-C: Arbeiter im Kontakt mit einem freigegebenen Möbelstück während des halben Arbeitstages (900 h/a).
- Staubinhalation:
 - M-INH-A: Staubinhalation für irgendeinen Arbeitsplatz, wo Metalle oder Nebenprodukte gehandhabt oder verarbeitet werden.
 - M-INH-B: Staubinhalation für Personen der allgemeinen Bevölkerung, die nahe eines Betriebes leben, wo Metalle verarbeitet oder abgelagert werden.
 - R-INH-A: Staubinhalation für einen Arbeiter.
 - R-INH-B: Staubinhalation für Personen der allgemeinen Bevölkerung.
 - A-INH-A: Arbeitsplatzszenario in einer staubigen Umgebung.

- A-INH-B: Szenario für ein Kind, das Staub inhaliert, bei dem 10 % aus freigegebenem Material stammen (z. B. Erdreich).
- Direktingestion von Material:
 - M-ING-A: unbeabsichtigte Direktingestion während Arbeiten in einer staubigen Umgebung (z. B. über Hand-Mund-Pfad).
 - M-ING-B: Direktingestion von freigegebenem Material für Personen der allgemeinen Bevölkerung, wenn dieses Material oder seine Nebenprodukte zur Abdeckung von öffentlichen Plätzen verwendet werden (z. B. Sportplätze, Marktplätze usw.).
 - R-ING-A: Ingestion durch Arbeiter.
 - R-ING-B: Ingestion durch Personen der allgemeinen Bevölkerung.
 - A-ING-A: Ein Arbeiter verschluckt unbeabsichtigt 20 g/a von freigegebenem Material, z. B. Erdreich.
 - A-ING-B: Ein Kind verschluckt unbeabsichtigt 100 g/a, wobei keine Verdünnungs- oder Aufkonzentrationsprozesse angenommen werden.
- Hautkontamination
 - M-SKIN: Hautkontamination bei Arbeitsplätzen in staubiger Umgebung. Dieses Szenario beschreibt beispielsweise eine Aufbereitungs- oder Sortieranlage bei der Metallrecycling oder einen Arbeitsplatz auf einer Deponie, wo Arbeiter in direkten Kontakt mit dem abgelagerten Material kommen.
 - R-SKIN: Hautkontamination für Arbeiter. Dieses Szenario beschreibt beispielsweise eine Aufbereitungsanlage für Bauschutt oder einen Arbeitsplatz auf einer Deponie, wo Arbeiter in direkten Kontakt mit dem abgelagerten Material kommen.
 - A-SKIN: Es wird angenommen, dass während eines ganzen Jahres beide Unterarme und Hände eines Arbeiters mit einer Staubschicht bedeckt sind.
- Weitere Szenarien, die sich auf die flächenbezogene Aktivität des freizugebenden Materials beziehen, wurden vorgeschlagen.

Diese Liste von Szenarien, deren jedes mit einem vollständigen Satz von Parametern ausgestattet war, diente als Basis für die Berechnung von Freigabewerten sowie auch als Diskussionsgrundlage in weiteren Arbeitsgruppentreffen. Ein Bericht wurde erstellt, der eine Durchsicht existierender Untersuchungen zum Thema Freigabe zwecks Absicherung der ausgewählten Szenarien sowie die Szenarien selbst, die Parameterwerte und die Tabellen mit den Ergebnissen darstellte.

Ein Technical Committee Meeting wurde im Februar 2001 einberufen, um diesen Ansatz und den ersten Satz von Freigabewerten zu bewerten. Die vorgeschlagenen Änderungen wurden im Rahmen eines weiteren Consultants' Meeting im Juni 2000 umgesetzt.

Abschließend wurde im Oktober 2000 ein Technical Committee Meeting durchgeführt, das von etwa 20 hochrangigen Experten aus 10 Ländern, der Europäischen Kommission und der IAEA besucht wurde. In diesem Technical Committee Meeting wurden letzte Änderungen an den Szenarien und am Wortlaut des technischen Berichts vorgeschlagen, der nun einen Anhang zu einem neuen Safety Guide, DS 161, darstellte, und die Szenarienrechnungen wurden neu durchgeführt. Die abschließenden Ergebnisse wurden dann vom Gremium akzeptiert und zur Veröffentlichung durch die IAEA empfohlen. Dies bedeutet, dass die anwesenden Experten der Meinung waren, dass die Vorgehensweise zur Herleitung von Freigabewerten für die uneingeschränkte Freigabe sowie auch die Werte

selbst akzeptabel und anwendbar wären und dass sie einmütig ihre Veröffentlichung durch die IAEA empfehlen würden.

10.4 Phase 3: Veränderung des Geltungsbereichs und Entwicklung eines neuen Satzes von Werten (SDL, Scope-Defining Levels)

Trotz der positiven Empfehlung des Technical Committee Meeting vom Oktober 2000 ist der Bericht DS 161 nie in der Form veröffentlicht worden, die durch dieses Gremium abschließend empfohlen wurde. Stattdessen fand eine massive Veränderung des Geltungsbereichs und der Zielsetzung des Safety Guide statt, die seitens der IAEA bei einem Consultants' Meeting im Mai 2001 präsentiert wurde. Die IAEA hatte den Plan aufgegeben, einen Satz von Freigabewerten für die uneingeschränkte Freigabe zu entwickeln, um stattdessen einen Satz von Werten zu erarbeiten, die mehrere existierende Wertesätze, die im Folgenden beschrieben, zusammenfassen sollten.

Die Experten wurden auf Basis der folgenden Grundlage zu der Sitzung berufen, die aus den Terms of Reference für dieses Treffen ("Objectives for the Expert Group to Examine simplified Approaches to Defining the Scope of Regulations", Februar 2001) entnommen ist:

- *"... There is a danger that several different sets of values, each intended to establish the scope of some aspects of regulatory control, will be produced at the international level. This is likely to lead to confusion and contradiction ... It is therefore proposed to attempt to simplify the system by means of a fundamental re-examination of the policies and their technical implementation."*
- *"The objective of the Expert Group will be to make proposals for clarifying and simplifying the scope of regulatory control."*
- *"The aspects to be examined include: application of the exclusion concept; exemption levels; levels for use in clearance; levels for commodities and foodstuffs in international trade; application to naturally occurring sources of radiation; consistency with the policy for controlling radioactive discharges; coherence or relation with criteria for clean-up of contaminated areas."*

Dies bedeutet, dass das Consultants' Meeting die Aufgabe hatte zu untersuchen, ob eine Vereinigung der folgenden Wertesätze möglich wäre:

- Freigabe (clearance),
- Freistellung (exemption),
- Ableitung von wässrigen Stoffen (einschließlich flüssige Ableitungen durch den Betrieb kern-technischer Anlagen),
- Grenzwerte für den Aktivitätsgehalt in Konsumgütern,
- Grenzwerte für den Aktivitätsgehalt in Lebensmitteln,
- Freigabe- sowie Interventionswerte Erdreich und Land,
- Transport,
- NORM und
- de minimis-Werte (exemption) für die Zwecke der London Convention 1972 (Meereseinbringung).

Ziel war die Vereinigung in einen einzigen Wertesatz oder, wenn dies nicht möglich wäre, eine Identifizierung derjenigen Bereiche, die erfolgreich vereinigt und zukünftig nur mit einem Wertesatz behandelt werden könnten. Die Experten kamen zu der Überzeugung, dass nur eine Vereinigung der folgenden Bereiche möglich sein würde:

- alle festen Stoffe,
- Flüssigkeiten (mit der Ausnahme von Ableitungen),

- Erdreich und Land,
- NORM und
- Konsumgüter,

während alle anderen Bereiche wie bisher separat gehandhabt werden sollten. Bei diesem Ansatz würden effektiv Freigabe und Freistellung (clearance und exemption) miteinander kombiniert werden. Ein Satz von geeigneten Werten würde alle genannten Bereiche abdecken und sozusagen als „Eingang“ in die Anwendung der Strahlenschutzmaßnahmen sowie auch als „Ausgang“ für die Beendigung solcher Maßnahmen dienen.

Ein solcher Wertesatz wurde auf dem Consultants' Meeting entwickelt. Die Herleitung der Werte ging dabei von existierenden Szenarien, die bereits für die Freigabewerte (siehe oben) angewendet wurden, aus, jedoch wurden die folgenden Modifikationen eingeführt:

- Die existierenden Szenarien für „alle Materialien“ aus DS 161 wurden als Ausgangspunkt genommen. Jedoch wurde jedes Szenario zunächst mit einem „realistischen“ Satz von Parameterwerten unter Anwendung eines Dosisrichtwerts von 10 $\mu\text{Sv/a}$ und zusätzlich mit einem zweiten „konservativen“ Satz von Parameterwerten unter Anwendung eines Dosisgrenzwerts von 1 mSv/a berechnet. Der niedrigste Wert aus beiden Wertesätzen wurde verwendet
- Die Freigabewerte für Metalle und Bauschutt aus DS 161 wurden mit den Werten für „alle Materialien“ gemäß dem vorherigen Schritt verglichen. Der niedrigste Wert insgesamt wurde für jedes Nuklid verwendet.
- Solche Radionuklide, die auch in der Natur vorkommen (Zerfallsreihen von U-238, U-235, Th-232), wurden ohne Begründung durch ein Szenario auf 0,1 Bq/g gesetzt.

Die Anwendung dieser Wertesätze wurde nicht abschließend diskutiert, es wurde aber ihre Verwendung als “Scope Defining Levels” (SDL) favorisiert. Dies bedeutet:

- SDL bilden die untere Grenze für die Anwendbarkeit der Strahlenschutz-Grundnormen:
 - wenn SDL nicht überschritten werden, wird das Material nicht als radioaktiv angesehen,
 - wenn SDL überschritten werden, müssen die Strahlenschutz-Grundnormen angewendet werden, was jedoch nicht automatisch bedeutet, dass das Material als radioaktiv anzusehen ist, da andere Mechanismen der Freistellung existieren können.
- In Ergänzung zu den SDL enthalten die Strahlenschutz-Grundnormen weiterhin spezielle Sätze von Werten:
 - Freigrenzen (exemption values) für Praktiken und für NORM,
 - Freigabewerte (clearance levels) für Praktiken und für NORM,
 - Werte für Lebensmittel.
- Allerdings greifen diese letztgenannten Wertesätze erst, wenn die SDL überschritten werden.

Es wurde dargestellt und diskutiert, dass es in der praktischen Anwendung der SDL problematisch sein würde, dass bei „natürlichen“ Radionukliden nur Werte existieren, die unter dem Gesichtspunkt von NORM und nicht für kerntechnische Anlagen hergeleitet wurden, dass also beispielsweise für Anlagen des Kernbrennstoffkreislaufs für U-238 keine auf der Basis von 10 $\mu\text{Sv/a}$ abgeleiteten Werte existieren, während die vorliegenden Werte für U-238 nur für Erdreich, Gestein, NORM-Rückstände usw. abgeleitet wurden. Dieser Einwand wurde von der IAEA jedoch nicht weiter verfolgt.

Der neue Ansatz und die Rolle der SDL wurde den IAEA-Mitgliedstaaten in einem großen Technical Committee Meeting im August 2001 vorgestellt. Die weitgehende Vereinheitlichung der Werte, wie sie von der IAEA beabsichtigt war, wurde von den Ländern, die bei dieser Sitzung vertreten waren,

in großem Umfang zurückgewiesen, und es wurde ausgeführt, dass auch weiterhin die getrennten Konzepte Exclusion, Exemption, Clearance und Triviality beibehalten werden sollten. Die Frage der separaten Behandlung von „natürlichen“ Radionukliden sowohl unter dem Gesichtspunkt von Praktiken als auch von NORM wurde angesprochen, aus den vorgebrachten Einwänden folgten jedoch keine Änderungen.

In den folgenden zwei Jahren verfolgte die IAEA den gewählten Ansatz weiter. Die Berechnungen, die zu dem neuen Wertesatz geführt hatten, wurden im Januar 2002 durch einen externen Experten (Dr. Thierfeldt) qualitätsgesichert. Im Herbst 2002 wurden durch ein weiteres Consultants' Meeting sowie zu Beginn des Jahres 2003 durch einen externen Experten (Dr. Goldammer) einige Szenarien angepasst (einige wurden vereinfacht, andere wurden neu eingeführt, so zum Beispiel der Wasserpfad, der in Anhang B (Abschnitt 11.6) beschrieben ist). Im Anschluss an diese Änderungen fand kein externes Review der Szenarien mehr statt.

Parallel zu diesen Maßnahmen wurden die Anwendung und Anwendbarkeit dieser Werte in anderen Bereichen, zum Beispiel bezüglich NORM in einem Technical Committee Meeting im September 2002, bzgl. Transport radioaktiver Stoffe in einem Consultants' Meeting im März 2003 sowie bzgl. der Verwendung als Freistellungswerte für die London Convention 1972 diskutiert.

10.5 Phase 4: Präsentation als international abgestimmter Satz von Freigabewerten für die uneingeschränkte Freigabe

Das Dokument DS 161 wurde 2004 als RS-G-1.7 [IAE 04] veröffentlicht, so dass es rechtzeitig für die internationale Stilllegungskonferenz "Safe, Efficient and Cost-Effective Decommissioning" in Rom im September 2004 [NEA 04] verfügbar war. Das zu Grunde liegende technische Dokument [IAE 05] wurde allerdings erst mehrere Monate danach veröffentlicht. Während der genannten Konferenz wurden die Werte aus RS-G-1.7 zum ersten Mal als international abgestimmter Satz von Freigabewerten für die uneingeschränkte Freigabe präsentiert. In nachfolgenden Konferenzen wurden die Werte mit dem gleichen Anspruch wiederholt vorgestellt, zum Beispiel bei der Konferenz "4th International Symposium Release of Radioactive Material from Regulatory Control - Harmonisation of Clearance Levels and Release Procedures" des TÜV Nord SysTec, Hamburg, März 2006.

Gegenwärtig sieht die IAEA die Werte aus RS-G-1.7 als international abgestimmten Satz von Freigabewerten (und Freigrenzen) an. Das Konzept ihrer Rolle als "Scope Defining Levels" wird nicht mehr verfolgt. Die Werte sind in den Strahlenschutz-Grundnormen der IAEA und der EU verwendet worden.

11. ANHANG B: SZENARIEN IM SAFETY REPORT 44 FÜR RADIONUKLIDE „KÜNSTLICHEN“ URSPRUNGS

11.1 Berechnungsansatz

Die Szenarien und Berechnungen, die zu dem im IAEA Safety Guide RS-G-1.7 [IAE 04] enthaltenen Wertesatz führen, sind in einem separaten Bericht, dem Safety Report Nr. 44 mit dem Titel "*Derivation of Activity Concentration Values for Exclusion, Exemption and Clearance*" [IAE 05] enthalten. Das Ziel dieses Safety Report es, die Methoden und Parameter darzustellen, die zur Herleitung der Aktivitätskonzentrationen im Safety Guide RS-G-1.7 verwendet wurden.

Die Szenarien, die im Safety Report No. 44 für die Herleitung von Werten für Nuklide „künstlichen“ Ursprungs entwickelt wurden, umfassen einen weiten Bereich von Expositionsumständen sowohl für Arbeiter als auch für Mitglieder der allgemeinen Bevölkerung. Diese Expositionsumstände sind mit radiologischen Szenarien verknüpft, die in zwei Ausprägungen entwickelt werden, jeweils aber dieselbe Situation beschreiben:

- So genannte „realistische“ Szenarien mit Parameterwerten, von denen anzunehmen ist, dass sie nahe an realistischen Expositionsumständen liegen, jedoch leicht auf der konservativen Seite gewählt sind. Die Ergebnisse dieser Szenarien werden mit dem Dosisrichtwert 10 $\mu\text{Sv/a}$ verglichen.
- So genannte „unwahrscheinliche“ Szenarien (Szenarien mit geringer Wahrscheinlichkeit) mit Parameterwerten, die deutlich konservativer als in den „realistischen“ Szenarien sind. Die Ergebnisse dieser „unwahrscheinlichen“ Szenarien werden mit dem Dosisgrenzwert von 1 mSv/a verglichen.

Die in Tabelle 11.1 aufgelisteten Szenarien wurden im Safety Report 44 beschrieben. Obwohl ihnen jeweils eine spezielle Bezeichnung zugewiesen ist, wie zum Beispiel „Anwohner nahe Deponie oder anderen Betrieb“ ("*resident near landfill or other facility*"), umfassen die meisten dieser Szenarien doch gleichzeitig eine Vielzahl von Expositionssituationen und Expositionspfaden, die jeweils in der letzten Spalte der Tabelle angegeben sind. Die einzelnen Dosisbeiträge aller Pfade des jeweiligen Szenarios werden aufaddiert.

Die Szenarien sind nicht für die Ableitung von Freigrenzen bzw. Freigabewerten für Edelgase (Ar, Kr, Xe, Rn) geeignet und werden in Safety Report 44 auch nicht dafür angewendet.

Tabelle 11.1: Szenarien und relevante Expositionspfade in Safety Report 44 [IAE 05]

Szenario	Beschreibung	exponierte Personen	Relevante Expositionspfade
WL	Arbeiter auf einer Deponie oder in einem anderen Betrieb (kein Schmelzbetrieb)	Arbeiter	Externe Bestrahlung auf der Deponie Inhalation auf der Deponie Direktingestion kontaminierter Materials
WF	Arbeiter im Schmelzbetrieb	Arbeiter	Externe Bestrahlung im Schmelzbetrieb durch Ausrüstung oder Schrotthaufen Inhalation im Schmelzbetrieb Direktingestion kontaminierter Materials
WO	Anderer Arbeiter (z.B. Lkw-Fahrer)	Arbeiter	Externe Bestrahlung durch Gegenstände oder Lkw-Ladung
SKIN	Staubiger Arbeitsplatz	Arbeiter	Hautkontamination ⁶
RL-C	Anwohner nahe Deponie oder anderem Betrieb	Kind (1–2 a)	Inhalation nahe Deponie oder anderem Betrieb Ingestion kontaminierter Lebensmittel, die auf kontaminiertem Land angebaut werden
RL-A		Erwachsener (>17 a)	Inhalation nahe Deponie oder anderem Betrieb Ingestion kontaminierter Lebensmittel, die auf kontaminiertem Land angebaut werden
RF	Anwohner nahe Schmelzbetrieb	Kind (1–2 a)	Inhalation nahe Schmelzbetrieb
RH	Bewohner eines Hauses das unter Verwendung kontaminierter Materials erbaut wurde	Erwachsener (>17 a)	Externe Bestrahlung im Haus
RP	Anwohner nahe eines öffentlichen Platzes, der mit kontaminiertem Material belegt wurde	Kind (1–2 a)	Externe Bestrahlung Inhalation kontaminierter Stäube Direktingestion kontaminierter Materials
RW-C	Anwohner, der Wasser aus einem Privatbrunnen oder Fisch aus einem kontaminierten Fluss verzehrt	Kind (1–2 a)	Ingestion von kontaminiertem Trinkwasser, Fisch und anderen Lebensmitteln ⁷
RW-A		Erwachsener (>17 a)	

Es gibt keine Begrenzung für die Materialarten, für die die Werte aus RS-G-1.7 gültig sind. Diese Materialarten umfassen zum Beispiel Metalle, Bauschutt, Schlacke, nicht metallische feste Stoffe usw.

Tabelle 11.2 zeigt Werte für die Expositionszeit und verschiedene Zerfallszeiten vor und während des Ablaufs eines Szenarios, die in SR 44 verwendet wurden. Diese Werte sind für alle folgenden Szenarienbeschreibungen relevant und werden daher hier einleitend vorgestellt.

-
- ⁶⁾ Beim Szenario für die Hautkontamination (SKIN) handelt es sich um ein eigenständiges Szenario, dessen Dosisbeiträge nicht zu denjenigen der anderen Arbeitsplatzszenarien addiert werden. Grund ist, dass die Bewertung der Hautdosis nicht als Teil der Effektivdosis, sondern gegen den Grenzwert für Hautdosis von 50 mSv/a erfolgt.
- ⁷⁾ Es wird angenommen, dass sich Radionuklide über Grund- und Oberflächenwasser ausbreiten. Aus einem Privatbrunnen, der vom Grundwasser gespeist wird, wird Wasser als Trinkwasser und zur Bewässerung einer kleinen Eigenerzeugung von Lebensmitteln verschiedener Art verwendet. Der Verzehr von Fisch aus Oberflächengewässern wird ebenfalls betrachtet.

Tabelle 11.2: Generelle Parameter für die Expositionsszenarien in Safety Report 44 [IAE 05]

	Einheit	Fall	WL Arbeiter Deponie	WF Arbeiter Schmelzb.	WO Sonstig. Arbeiter	RL Anwohner Deponie	RF Anwohner Schmelzb.	RH Bewohner Haus	RP Anwohner Platz
Expositionszeit (t_e)	h/a	realistisch	450	450	900	1000	1000	4500	400
		unwahrsch.	1800	1800	1800	8760	8760	8760	1000
Zerfallszeit vor Beginn Szena- rio (t_1)	d	realistisch	30	30	30	30	30	100	100
		unwahrsch.	1	1	1	1	1		
Zerfallszeit während Szenario (t_2)	d	realistisch	365	365	365	365	365	365	365
		unwahrsch.	0	0	0	0	0		
Zerfallszeit vor Nahrungsszen. ⁸ (t_{f1})	d	realistisch/ unwahrsch.	n.a.	n.a.	n.a.	365	n.a.	n.a.	n.a.
Zerfallszeit während Nah- rungsszen. (t_{f2})	d	realistisch/ unwahrsch.	n.a.	n.a.	n.a.	365	n.a.	n.a.	n.a.

n.a. = nicht anwendbar

Die Szenarien sind in sehr kompakter und vollständiger Weise in Safety Report 44 [IAE 05] beschrieben. Die dort enthaltene Information kann nicht weiter reduziert werden. Bei der Vorstellung der Szenarien in den folgenden Abschnitten handelt es sich daher um direkte Übersetzungen aus Safety Report 44. Durch Fußnoten werden dabei Sachverhalte, die im Text des Safety Report 44 evtl. missverständlich beschrieben sind, näher erläutert und ggf. ergänzt. Fußnoten in diesem Abschnitt sind daher nicht Bestandteil von Safety Report 44, sondern im Rahmen der Übersetzung ins Deutsche zugefügt worden.

11.2 Szenarien für die externe Bestrahlung (Übersetzung von Abschnitt 4.3.1 des Safety Report 44)

Expositionssituationen, in denen die externe Bestrahlung eine Rolle spielt, sind vielfältig und können beispielsweise Expositionen auf einer Deponie oder einem Garten, wo freigegebene Abfälle abgelagert wurden, Arbeiten neben einem großen freigegebenen Gerät oder Gegenstand oder den Aufenthalt in einem Gebäude, das unter Verwendung von freigegebenem Bauschutt oder einem anderen freigegebenen Material (zum Beispiel Schlacke oder Flugasche) als Zuschlagstoff für neuen Beton errichtet wurde, umfassen. Die betrachteten Szenarien sind so definiert, dass sie diese und ähnliche Situationen abdecken.

Die Dosis durch externe Bestrahlung⁹ berechnet sich wie folgt:

$$E_{ext,C} = \dot{e}_{ext} t_e f_d e^{-\lambda t_1} \frac{1 - e^{-\lambda t_2}}{\lambda t_2} \quad (11-1)$$

⁸⁾ „Nahrungsszenario“ bezieht sich auf den Anbau von Nahrungsmitteln (Pflanzen) im Rahmen von Szenarien RL-A und RL-C und damit auf die Sekundäringestion, nicht auf die Direktingestion von kontaminiertem Staub.

⁹⁾ Bei den Berechnungen in Safety Report 44 wird hier noch ein „Aufkonzentrationsfaktor“ f_c einbezogen, der den Wert 1 in allen Fällen bis auf das Szenario RP-C hat, in welchem die Dosis durch externe Exposition für ein Kleinkind berechnet wird. Dieser Expositionsgeometrie wird durch einen Wert 1,2 Rechnung getragen.

wobei:

$E_{ext,C}$	[($\mu\text{Sv/a}$)/(Bq/g)] effektive Dosis während eines Jahres durch externe Bestrahlung bezogen auf die Einheitsaktivitätskonzentration im Material;
\dot{e}_{ext}	[(mSv/h)/(Bq/g)] mittlere Dosisleistung bezogen auf die Einheitsaktivitätskonzentration im Material, abhängig von Geometrie, Abstand, Abschirmung usw.
t_e	[h/a] Expositionszeit;
f_d	[dimensionslos] Verdünnungsfaktor;
λ	[1/a] radioaktive Zerfallskonstante;
t_1	[a] Zerfallszeit vor Beginn des Szenarios;
t_2	[a] Zerfallszeit während des Szenarios.

Externe Bestrahlung wird für fünf der Szenarien gemäß Tabelle 11.1 betrachtet. Diese Szenarien haben die folgenden Parameter:

Verdünnungsfaktor:

- Das realistische Szenario verwendet einen Verdünnungsfaktor von 1. Es wird hierbei berücksichtigt, dass ein Verdünnungsfaktor von 0,1 realistischer wäre, da in einer Deponie oder in einem großen Schrotthaufen mit hoher Wahrscheinlichkeit eine Vermischung mit anderem Material vorliegt. Allerdings könnten sich auch Situationen ergeben, wo große Abfallvolumina aus der Stilllegung kerntechnischer Anlagen unvermischt auftreten. Diese Veränderung der Verdünnung bewirkt insbesondere Veränderungen in den Aktivitätskonzentrationen der Aktiniden, bei denen die Aktivitätskonzentrationen zwischen 1 Bq/g und 0,1 Bq/g variieren würden (bei Variation des Verdünnungsfaktors zwischen 0,1 und 1). Wegen der Besonderheiten dieser Radionuklide und der besonderen Relevanz in der öffentlichen Meinung wurde entschieden, einen Verdünnungsfaktor von 1 für den realistischen Fall zu verwenden. Dieser Wert führt dazu, dass die berechneten Aktivitätskonzentrationen eher mit denen in anderen Empfehlungen übereinstimmen (insbesondere den Empfehlungen der Expertengruppe gemäß Artikel 31 EURATOM [IAE 96A]).
- Für die Modellierung der externen Bestrahlung in einem Schmelzbetrieb, der das Material behandelt, wird angenommen, dass ein Arbeiter durch ein großes Metallstück oder einen Schrotthaufen exponiert wird. Dies deckt auch den Fall eines Lkw-Fahrers ab, der das Material zum Schmelzbetrieb oder zu einer Deponie bringt. Es wird derselbe Bereich für den Verdünnungsfaktor angenommen wie für das Deponieszenario.
- Im Szenario RH wird angenommen, dass eine Person sich in einem Raum oder allgemein in einer Umschließung aufhält, die zum Teil unter Verwendung von freigegebenem Material hergestellt wurde (beispielsweise unter Verwendung von Bauschutt, Schlacke oder Asche als Zuschlagstoff oder Ersatz für Zement in Beton). Es wird angenommen, dass das Material, aus welchem der Raum beziehungsweise die Umschließung gemacht ist, unter realistischen Umständen im Verhältnis 1:10 mit anderem Material gemischt wird. Da das Konstruktionsmaterial aus technischen Gründen nur einen bestimmten Anteil von rezykliertem Bauschutt, Asche usw. enthalten kann, wird eine obere Grenze für die Verdünnung von 0,5 im unwahrscheinlichen Fall angesetzt.
- Das Szenario RP betrachtet Kinder, die auf einem Platz spielen, der zum Teil unter Verwendung des freigegebenen Materials abgedeckt wurde. Für den unwahrscheinlichen Fall wird ein Verdünnungsfaktor von 0,5 gewählt, da nicht anzunehmen ist, dass der Platz mit einer dicken Schicht des Materials belegt ist. Entweder wird die Abdeckschicht aus einer dünnen Lage zum Beispiel von Asche oder Schlacke bestehen (Sportplatz), oder es wird eine Vermischung mit anderem Material stattfinden. Der Faktor von 0,5 wird in diesem Zusammenhang als ausreichend konservative obere Grenze angesehen.

Dichte des Materials:

- Die Dichte des Materials hat nur einen vergleichsweise kleinen Effekt auf das Resultat. Im Falle größerer Dichten liegt mehr Aktivität pro Volumeneinheit des Materials vor (sofern eine konstante massenbezogene Aktivitätskonzentration vorausgesetzt wird). Dies erhöht zwar die Anzahl emittierter Photonen, allerdings wächst gleichzeitig auch die Selbstabsorption für Gammastrahlung im Material an.
- Aus diesem Grund wird eine homogen im Material verteilte Quellgeometrie bei einer Materialdichte von $1,5 \text{ g/cm}^3$ für die Dosisrechnungen für alle Szenarien angenommen.

Geometrie:

- Im Deponieszenario und für den öffentlichen Platz werden die Dosen unter Verwendung einer rotationssymmetrischen Expositionsgeometrie in 1 m Höhe über dem Boden berechnet.
- Zur Berechnung der Exposition durch eine große Materialmenge (Gegenstand, Schrotthaufen, Lkw-Ladung) wird als Expositionsgeometrie ein Quader der Abmessungen $5 \text{ m} \cdot 2 \text{ m} \cdot 1 \text{ m}$ verwendet. Die Dosiskoeffizienten für diese Expositionsgeometrie sind fast identisch zu jenen für einen kleineren Gegenstand aus Stahl (Dichte $7,8 \text{ g/cm}^3$), der in anderen Modellen zur Herleitung für Freigabewerte betrachtet wurde. Daher umfasst das hier dargestellte Szenario beide Situationen.
- Die Expositionsgeometrie für das Gebäude, das unter Verwendung von kontaminiertem Material hergestellt wurde, besteht aus einem Raum der Grundfläche $3 \cdot 4 \text{ m}^2$ mit einer Höhe von 2,5 m. Die Berechnungen basieren auf zwei Wänden und einer Decke mit einer Dicke von 20 cm. Es wird angenommen, dass Fenster und Türen ungefähr die Fläche von den beiden restlichen Wänden abdecken und dass der Boden aus einem anderen Material hergestellt ist. Die Dosen werden für eine Rotation symmetrische Expositionsgeometrie in 1 m Höhe über dem Fußboden berechnet. Dosen, die in Freigabeuntersuchungen für Stahlplatten, die aus kerntechnischen Anlagen freigegeben wurden, berechnet wurden, sind erheblich niedriger als im hier diskutierten Fall. Daher ist auch der Fall der Freigabe von Stahlplatten mit abgedeckt.

Dosiskoeffizienten:

- Die Dosen werden in den Arbeitsplatzszenarien und im Fall des Hausbewohners für Erwachsene berechnet. Für den öffentlichen Platz werden die Dosiskoeffizienten für Kinder im Alter ein bis zwei Jahre verwendet.

Dieser Parameterwerte sind in Tabelle 11.3 zusammengefasst.

Tabelle 11.3: Parameter für Szenarien zur externen Bestrahlung gem. Safety Report 44 [IAE 05]

	Einheit	Fall	WL Arbeiter Deponie	WF/VO Arbeiter Schmelzbetr. / sonst.	RH Bewohner Haus	RP Anwohner Platz
Verdünnungsfaktor (f_d)	[-]	realistisch	1	0,1	0,1	0,1
		unwahrsch.	1	1	0,5	0,5
Materialdichte	g/cm ³		1,5	1,5	1,5	1,5
Geometrie			1 m über Boden, halb-unendl. Quelle	1 m von La- dung/Gegenstand 5 · 2 · 1 m ³ , keine Abschirm.	Decke, 2 Wände, 3 · 4 m ² , 2,5 m Höhe, 20 cm Wanddicke	1 m über Boden, halb-unendl. Quelle
Dosisleistungskoeffi- zient \dot{e}_{ext}	(μ Sv/h)/ (Bq/g)		Erwachsener	Erwachsener	Erwachsener	Kind 1–2 a
abhängig von Nukliden und Geometrie						

11.3 Szenarien für die Inhalation (Übersetzung von Abschnitt 4.3.2 des Safety Report 44)

Die Inhalation von kontaminiertem Staub kann in vielen Expositionssituationen auftreten. Daher werden repräsentative Szenarien für Arbeitsplätze und für Personen der allgemeinen Bevölkerung betrachtet. Ein Kind (Altersgruppe 1-2 a) wird als Referenzperson im letzteren Fall gewählt.

Dosen durch Inhalation werden wie folgt berechnet:

$$E_{inh,c} = e_{inh} t_e f_d f_c C_{dust} \dot{V} \cdot e^{-\lambda t_1} \frac{1 - e^{-\lambda t_2}}{\lambda t_2} \quad (11-2)$$

wobei

- $E_{inh,c}$ [(μ Sv/a)/(Bq/g)] effektive Dosis pro Jahr durch Inhalation der Einheitsaktivitätskonzentrationen im Material;
 e_{inh} [μ Sv/Bq] effektiver Dosiskoeffizient für die Inhalation;
 t_e [h/a] Expositionszeit;
 f_d [dimensionslos] Verdünnungsfaktor;
 f_c [dimensionslos] Aufkonzentrationsfaktor für die spezifische Aktivität in der Feinstaubfraktion;
 C_{dust} [g/m³] effektive Staubkonzentration in der Luft;
 \dot{V} [m³/h] Atemrate;
 λ [1/a] radioaktive Zerfallskonstante;
 t_1 [a] Zerfallszeit vor dem Beginn des Szenarios;
 t_2 [a] Zerfallszeit während des Szenarios.

Der Inhalationspfad wird für die meisten Szenarien betrachtet. Die folgenden Parameter werden verwendet:

Verdünnungsfaktor:

- für die Deponie wird derselbe Wertebereich (0,1–1) für den Verdünnungsfaktor verwendet wie bei der externen Bestrahlung.
- Der Verdünnungsfaktor für den Schmelzbetrieb wird im realistischen Fall auf 0,02 gesetzt, wobei berücksichtigt wird das typische Schmelzbetriebe große Mengen von Schrott durchsetzen. Für den unwahrscheinlichen Fall wird ein Faktor von 0,1 verwendet. (Es ist zu beachten, dass für die externe Bestrahlung eines Arbeiters im Schmelzbetrieb ein Wertebereich von 0,1-1 in Analogie

zum Deponieszenario verwendet wurde. Der Grund für die Verwendung eines niedrigeren Faktors für den Installationspfad ist wie folgt: Der Arbeiter im Schmelzbetrieb ist auf die Handhabung spezieller Materialtypen in Vorbereitung des Einschmelzens spezialisiert, zum Beispiel auf Edelstähle. Daher wird der Arbeiter durch das betreffende Material häufiger exponiert, was durch die geringere Verdünnung bei der externen Exposition als auch bei den Ingestionsszenarien berücksichtigt wird. Demgegenüber wird jedoch die Radionuklidkonzentration in den Abgasen des Schmelzprozesses durch die allgemeine Verdünnung des freigegebenen Materials im Schmelzprozess der Anlage bestimmt, die deutlich höher sein kann.)

- Für den Anwohner, der in der Nähe einer Deponie oder eines anderen Betriebes wohnt, wird der Verdünnungsfaktor im Vergleich zu den Annahmen innerhalb des Betriebs um einen Faktor von 10 gesenkt. Dies trägt der Tatsache Rechnung, dass in der normalen Atmosphäre eine Vielzahl von Quellen zur Hintergrundstaubbelastung beitragen.
- Für den öffentlichen Platz, der unter Verwendung freigegebenen Materials belegt ist, wird ein realistischer Verdünnungsfaktor von 0,1 angenommen, was mit den Annahmen zur externen Bestrahlung übereinstimmt. Allerdings wird für die Inhalation nicht der bei der externen Bestrahlung für den unwahrscheinlichen Fall verwendete Wert von 0,5 angewendet, da das Material nur in einer dünnen Schicht (zum Beispiel Asche) aufgebracht sein wird. Da die Staubkonzentration in der Luft in diesem Fall praktisch ausschließlich von der Deckschicht herrührt, wird im unwahrscheinlichen Fall daher keine Verdünnung unterstellt.

Staubkonzentration in der Luft:

- Für Arbeitsplätze wird eine realistische Staubkonzentration in der Luft von $5 \cdot 10^{-4} \text{ g/m}^3$ angenommen, für den unwahrscheinlichen Fall von 10^{-3} g/m^3 .
- Die Werte für die Staubkonzentration in der Luft für Szenarien außerhalb eines Betriebes werden auf Werte von 10^{-4} g/m^3 für den realistischen Fall und von $5 \cdot 10^{-4} \text{ g/m}^3$ für den unwahrscheinlichen Fall gesetzt.

Aufkonzentrationsfaktor für die spezifische Aktivität in der Feinkornfraktion:

- Die höhere spezifische Aktivität, die in der Feinkornfraktion im Vergleich zum gesamten Material beobachtet wird, wird durch einen Aufkonzentrationsfaktor berücksichtigt. Für das Einschmelzen von Metallen wird ein elementabhängiger Bereich¹⁰ zwischen 1 und 70 angewendet, während für sonstige Materialien ein Faktor 4 verwendet wird.

Atemrate:

- Die Atemrate für Arbeiter und andere Erwachsene wird zu $1,2 \text{ m}^3/\text{h}$ angesetzt, was mäßiger körperlicher Aktivität entspricht. Für Kinder zwischen 1 und 2 a wird eine Atemrate von $0,22 \text{ m}^3/\text{h}$ angewendet.

Dosiskoeffizienten:

- Als Dosiskoeffizienten für Arbeiter werden die Werte der Strahlenschutz-Grundnormen der IAEA [IAE 96A] für $5 \mu\text{m AMAD}$ (*activity median aerodynamic diameter*) angewendet. Für die allgemeine Bevölkerung werden die Dosiskoeffizienten aus den Strahlenschutz-Grundnormen

¹⁰⁾ Der Aufkonzentrationsfaktor für den Fall des Einschmelzens von Metallen fasst mehrere Schritte zusammen:
1. Übergang des Elements in Produktmetall, Schlacke oder Stäube (Partitionierung), jew. Wertebereich 0 – 1
2. Aufkonzentration in Produktmetall = 1, Schlacke = 10, Stäuben = 70 entspr. Massenanteilen beim Schmelzen
3. Bildung des Maximums über alle Kombinationen des Produkts aus Partitionierung und Aufkonzentration
der ungünstigste Wert 70 ergibt sich bei vollständigem Übergang des Elements in die Stäube, etwa für Zn, Cs.

für die in [ICR 96] dargestellten Lungenretentionsklassen für die jeweilige Altersgruppe verwendet.

Die Parameterwerte sind in Tabelle 11.4 angegeben.

Tabelle 11.4: Parameter für Inhalationsszenarien in Safety Report 44 [IAE 05]

	Einheit	Fall	WL Arbeiter Deponie	WF Arbeiter Schmelzb.	RL-A Anwohner Deponie	RL-C Anwohner Deponie	RF Anwohner Schmelzb.	RP Anwohner Platz
Verdünnungs- faktor (f_d)	[-]	realistisch	0,1 ¹¹	0,02	0,01	0,01	0,002	0,1
		unwahrsch.	1	0,1	0,1	0,1	0,01	1
Staubkonz. in Luft (C_{dust})	g/m ³	realistisch	5 · 10 ⁻⁴	5 · 10 ⁻⁴	10 ⁻⁴	10 ⁻⁴	10 ⁻⁴	10 ⁻⁴
		unwahrsch.	10 ⁻³	10 ⁻³	5 · 10 ⁻⁴	5 · 10 ⁻⁴	5 · 10 ⁻⁴	5 · 10 ⁻⁴
Aufkonzentra- tionsfaktor (f_c)	[-]		4	1–70	4	4	1–70	4
Atemrate (V)	m ³ /h		1,2	1,2	1,2	0,22	0,22	0,22
Dosiskoeffi- zient (e_{inh})	μSv/Bq		5 μm, Arbeiter	5 μm, Ar- beiter	Erwach- sener	Kind (1–2 a)	Kind (1–2 a)	Kind (1–2 a)

11.4 Szenarien für die Ingestion (Übersetzung von Abschnitt 4.3.3 des Safety Report 44)

Für die Ingestion werden zwei Arten von Szenarien verwendet:

- Unbeabsichtigte Direktiongestion von Staub (z. B. über den Hand-Mund-Pfad);
- Ingestion von Pflanzen, die im freigegebenen Material gewachsen sind (z. B. Erde), wobei die Radionuklide über die Wurzeln in die Pflanzen aufgenommen werden.

Der Anbau von Pflanzen in Böden, die freigegebenes Material enthalten, kann beispielsweise in folgenden Situationen auftreten: freigegebener Bauschutt liegt im Erdreich in kleinen Anteilen vor; Erdreich, das von einem kerntechnischen Standort freigegeben wurde, wird in einem Garten oder zur Abdeckung einer Deponie verwendet, die später als Naherholungsgebiet genutzt wird; ein kerntechnischer Standort wird zur allgemeinen Nutzung freigegeben. Das Nahrungsmittelszenario RL-A deckt den Fall eines Erwachsenen ab, der Gemüse aus solchen Situationen verzehrt, analog RL-C für Kinder.

Die Dosis durch Ingestion berechnet sich wie folgt:

$$E_{ing,c} = e_{ing} q f_d f_c f_t \cdot e^{-\lambda t_1} \frac{1 - e^{-\lambda t_2}}{\lambda t_2} \quad (11-3)$$

¹¹⁾ In dieser Tabelle ist im Text von Safety Report ein Wert von 0,1 ausgewiesen, während im Modell mit 1 gerechnet wird. Diesem Ansatz wird auch in den Rechnungen im Hauptteil dieses Berichts gefolgt.

wobei:

$E_{\text{ing,C}}$	[($\mu\text{Sv/a}$)/(Bq/g)] effektive Dosis durch Ingestion in 1 a pro Einheitsaktivitätskonzentration im Material
e_{ing}	[$\mu\text{Sv/Bq}$] effektiver Ingestionsdosiskoeffizient;
q	[g/a] jährlich aufgenommene Menge;
f_d	[dimensionslos] Verdünnungsfaktor ;
f_c	[dimensionslos] Aufkonzentrationsfaktor in der Feinkornfraktion;
f_t	[dimensionslos] Wurzeltransferfaktor;
λ	[1/a] radioaktive Zerfallskonstante;
t_1	[a] Zerfallszeit vor Beginn des Szenarios;
t_2	[a] Zerfallszeit während des Szenarios.

Der Faktor f_t beschreibt den Transfer von Elementen aus dem Erdreich in die Pflanzen für solche Situationen, in denen Nahrungsmittel in einer Mischung aus Erdreich und freigegebenem Material angebaut werden. Dieser Faktor berücksichtigt, dass die Aufnahme über die Wurzeln elementabhängig ist. Werte für f_t werden in Bq/kg in der Pflanze bezogen auf Bq/kg im Erdreich angegeben (sie sind also dimensionslos). Sie sind in [IAE 01] angegeben.

Die folgenden Parameter werden in den Ingestionsszenarien verwendet:

Verdünnungsfaktor:

- Die Annahmen zur Verdünnung von unbeabsichtigt aufgenommenem Staub sind für den Fall des Anwohners neben einer Deponie identisch zu denjenigen für den Inhalationspfad. Bzgl. der Nahrungsmittelerzeugung wird ein Verdünnungsfaktor im realistischen Fall von 0,01 und im unwahrscheinlichen Fall von 0,1 angewendet. Dies berücksichtigt, dass nur ein Teil des Erdreichs aus freigegebenem Material besteht.

Aufkonzentrationsfaktor der spezifischen Aktivität in der Feinkornfraktion:

- Der Aufkonzentrationsfaktor ist nur für die Direktingestion des Materials relevant. Für den Anteil der Korngrößen, die für die Direktingestion relevant sind, wird der Aufkonzentrationsfaktor zu 2 gewählt.

Wurzeltransferfaktor:

- Der Wurzeltransferfaktor ist nur relevant für die Ingestion von Nahrungsmitteln. Werte für den Übergang von Radionukliden vom Erdreich in die Pflanzen sind in [IAE 01] angegeben.

Jährlich aufgenommene Menge:

- Für einen Arbeiter wird eine Menge von 10 g/a für die Direktingestion im realistischen Fall und von 50 g/a im unwahrscheinlichen Fall angesetzt.
- Die Menge an Erdreich und Staub, die ein kleines Kind unbeabsichtigt beim Spielen auf einem Platz, der mit freigegebenem Material belegt ist, verschluckt, wird im realistischen Fall zu 25 g/a und im unwahrscheinlichen Fall zu 50 g/a angesetzt.
- Für das Lebensmittelszenario wird die jährliche Verzehrsmenge von im Garten angebautem Gemüse und Obst für den realistischen Fall bei 68 kg/a für Kinder und 88 kg/a für Erwachsene angesetzt, im unwahrscheinlichen Fall bei 204 kg/a für Kinder und 264 kg/a für Erwachsene. Die Herleitung dieser Werte wird im Zusammenhang mit dem Modell für den Wasserpfad in Abschnitt 11.6 beschrieben. Eine Vermischung mit Lebensmitteln aus anderen Quellen wurde in den Annahmen zum Verdünnungsfaktor bereits berücksichtigt.

Dosiskoeffizienten

- Als Dosiskoeffizienten werden die Werte aus den Strahlenschutz-Grundnormen [IAE 96A] für Arbeiter und für die allgemeine Bevölkerung in den betreffenden Altersgruppen herangezogen.

Die Parameterwerte sind in Tabelle 11.5 angegeben.

Tabelle 11.5: Parameter für Ingestionsszenarien in Safety Report 44 [IAE 05]

	Einheit	Fall	WL/WF Arbeiter Depo- nie/Schmelzb.	RP Anwohner Platz	RL-A Anwohner Deponie	RL-C Anwohner Deponie
Verdünnungsfaktor (f_a)	[-]	realistisch	0,1 ¹²	0,1	0,01	0,01
		unwahrsch.	1	1	0,1	0,1
Aufkonzentrations- faktor (f_c)	[-]		2	2	n.a. ¹³	n.a.
Wurzeltransferfaktor (f_i)	[-]		n.a.	n.a.	[NRC 03] ¹⁴	[NRC 03]
jährl. Aufnahme- menge (q)	g/a oder kg/a	realistisch	10 g/a	25 g/a	88 kg/a	68 kg/a
		unwahrsch.	50 g/a	50 g/a	264 kg/a	204 kg/a
Dosiskoeffizient (e_{ing})	μSv/Bq		Arbeiter	Kind (1-2 a)	Erwachsener	Kind (1-2 a)

11.5 Szenarien für die Hautkontamination (Übersetzung von Abschnitt 4.3.5 des Safety Report 44)

Hautkontamination¹⁵ durch Staub, der Radionuklide enthält, kann in relevanter Form nur an staubigen Arbeitsplätzen vorkommen. Hierbei kann es sich beispielsweise um Schrottplätze oder Schrottreyclingbetriebe handeln, an denen Metall zertrennt wird, oder eine Deponie handeln, wo Arbeiter in engen Kontakt mit dem abgelagerten Material kommen.

Die Dosis durch Hautkontamination wird wie folgt berechnet:

$$E_{skin,c} = \dot{e}_{skin} t_e L_{dust} f_d f_c \rho \cdot e^{-\lambda t_1} \frac{1 - e^{-\lambda t_2}}{\lambda t_2} \quad (11-4)$$

¹²⁾ In dieser Tabelle ist im Text von Safety Report ein Wert von 0,1 ausgewiesen, während im Modell mit 1 gerechnet wird. Diesem Ansatz wird auch in den Rechnungen im Hauptteil dieses Berichts gefolgt.

¹³⁾ n.a. = nicht anwendbar bedeutet, dass der betreffende Parameterwert gleich 1 gesetzt wird

¹⁴⁾ Der Verweis bezieht sich auf Appendix B Table B-21 aus NUREG-1640, Vol. 2 [NRC 03]

¹⁵⁾ Das Szenario für Hautkontamination (Szenario SKIN) ist ein eigenständiges Szenario, für das der Dosisgrenzwert 50 mSv/a für Hautkontamination gilt. Die Dosisbeiträge im Rahmen dieses Szenarios werden nicht zu denjenigen von externer Bestrahlung, Ingestion oder Inhalation addiert.

wobei

$E_{skin,C}$	[($\mu\text{Sv/a}$)/(Bq/g)] äquiv. Hautdosis in 1 a durch Hautkontamination mit Beta- und Gammastrahlern pro Einheitsaktivitätskonzentration im Material;
\dot{e}_{skin}	[($\mu\text{Sv/h}$)/(Bq/cm ²)] Summe der Hautdosiskoeffizienten für Betastrahler (4 mg/cm ² Hautdichte) und für Gammastrahler [KOC 87] pro Einheitsaktivität.;
t_e	[h/a] Expositionszeit (Zeit, während der die Haut kontaminiert ist);
L_{dust}	[cm] Dicke der Staubschicht auf der Haut;
f_d	[dimensionslos] Verdünnungsfaktor;
f_c	[dimensionslos] Aufkonzentrationsfaktor;
ρ	[g/cm ³] Dichte der Staubschicht;
λ	[1/a] radioaktive Zerfallskonstante;
t_1	[a] Zerfallszeit vor dem Beginn des Szenarios;
t_2	[a] Zerfallszeit während des Szenarios.

Es wird angenommen, dass die Hautkontamination während eines ganzen Arbeitsjahrs auftritt (1.800 h/a). Die Dicke der Staubschicht wird zu 100 μm (0,01 cm) angenommen, was bei normaler Arbeit nicht als störend empfunden und daher zwischenzeitlich entfernt werden würde.

Es wird keine Verdünnung angesetzt. Dies stellt eine konservative Annahme dar, ist aber konsistent mit der Annahme für den unwahrscheinlichen Fall im Deponieszenario. Um eine höhere Aktivitätskonzentration in der Feinstaubfraktion abzudecken, wird ein Aufkonzentrationsfaktor 2 benutzt. Da das Material auf der Haut erst kurz zuvor freigegeben worden sein könnte, wird keine Zerfallszeit vor dem Szenarienbeginn angenommen. Die Staubdichte wird zu 1,5 g/cm³ angesetzt. Die Parameterwerte sind in Tabelle 11.6 angegeben.

Tabelle 11.6: Parameter für Szenarien der Hautkontamination in Safety Report 44 [IAE 05]

	Einheit	Hautkontaminationsszenario
Expositionszeit (t_e)	h/a	1.800
Dicke der Staubschicht (L_{dust})	cm	0,01
Dichte des Staubes (ρ)	g/cm ³	1,5
Verdünnungsfaktor (f_d)	dimensionslos	1
Aufkonzentrationsfaktor (f_c)	dimensionslos	2
Zerfallszeit vor Beginn des Szenarios (t_1)	d	0
Zerfallszeit während des Szenarios (t_2)	d	0 ¹⁶
Dosiskoeffizient (\dot{e}_{skin})	($\mu\text{Sv/h}$)/(Bq/cm ²)	abhängig vom Radionuklid

Die Parameterwerte sind insgesamt als konservativ zu bezeichnen. Die Abschätzung der Hautdosis wurde deshalb als ein unwahrscheinlicher Fall eingestuft. Die resultierenden Dosen müssen mit dem Gewichtungsfaktor für Haut, 0,01, in die effektive Dosis umgerechnet werden. Der Anteil der exponierten Haut wird zu 0,1 angesetzt, da diese Fläche etwa 2.000 cm² bzw. der Fläche von beiden Unterarmen und Händen entspricht. Die resultierende Effektivdosis wäre bei dieser Vorgehensweise dann mit dem Dosisgrenzwert 1 mSv/a zu vergleichen.

¹⁶⁾ Um eine Division durch 0 im letzten Term in Gl. (11-4) zu vermeiden, wird in der Berechnung im Rahmen von Safety Report 44 der Wert $t_2 = 0$ durch $t_2 = 0,0001$ a entspr. ca. 53 min. approximiert.

Dies würde jedoch nicht der Einhaltung des Dosisgrenzwerts für die Haut von 50 mSv/a entsprechen, was bei einer exponierten Körperfläche von 2.000 cm² einer effektiven Dosis von 0,5 mSv/a entspricht. Es ist daher notwendig, den Dosisgrenzwert 50 mSv/a für die Hautdosis zu verwenden, wenn diese nach Gl. (11–4) berechnet wird.

11.6 Wasserpfad (Übersetzung von Abschnitt 4.3.4 des Safety Report 44)

Wasserpfade spielen bei der radiologischen Modellierung für solche Fälle eine Rolle, in denen große Mengen Materials freigegeben und an einer Stelle abgelagert oder zwischengelagert werden, an denen Niederschlag die verbliebende Kontamination des Materials auswaschen und in einen Grundwasserleiter oder ein Oberflächengewässer transportieren könnte. Die Radionuklide können dann in die menschliche Nahrungskette eintreten, wenn das Grund- oder Oberflächenwasser für Trinkwasser oder Beregnung verwendet wird. Für die Grundwasserentnahme kommt ein Privatbrunnen in Frage, dessen Betrieb nicht evtl. vorhandenen gesetzlichen Vorschriften für die Wasserqualität unterworfen ist, während Wasser, das aus Oberflächengewässern entnommen wird, für die öffentliche Wasserversorgung verwendet wird. Die Verwendung des Wassers aus dem Privatbrunnen für die Versorgung einer Familie wird als abdeckendes Szenario angesehen¹⁷. Wenn das Grundwasser ein Oberflächengewässer speist, kommt als weitere Expositionsmöglichkeit der Verzehr von Fisch hinzu, der über das Wasser kontaminiert wurde.

Die Modellierung eines Wasserpfads erfordert Annahmen über die Menge abgelagerten Materials, den Standort (Deponie, öffentliche Fläche usw.) und die Eigenschaften der Umgebung (z. B. Hydrogeologie). Diese Faktoren sind stark standortabhängig und machen daher einen generischen Ansatz schwierig. Der Pfad wird dennoch in die Modellierung aufgenommen.

In Analogie zur sonstigen Vorgehensweise wird auch hier zwischen einem realistischen und einem unwahrscheinlichen Fall unterschieden. Der letztere Fall entspricht ungünstigen Annahmen bzgl. des Standorts und der Exposition.

Die Modelle basieren auf dem Computerprogramm RESRAD, das für die Dosisberechnung für restkontaminierte Standorte und Materialien entwickelt wurde [ANL 01]. Dieses Computermodell ist gegenüber anderen Modellen getestet worden. Eine direkte Anwendung von RESRAD im vorliegenden Fall war allerdings nicht möglich, da in RESRAD nicht alle hier als relevant identifizierten Radionuklide enthalten sind. Außerdem wird hier nur ein kleiner Ausschnitt der in RESRAD implementierten Modellteile verwendet. Daher wurde entschieden, für die Modellierung im Rahmen von Safety Report ein eigenständiges Modell zu entwickeln.

11.6.1 Gleichungen im Modell (Übersetzung von Abschnitt 4.3.4.1 des Safety Report 44)

Das Modell des Wasserpfads geht von einer ausgedehnten Flächenquelle aus, die aus dem freigegebenen Material besteht und die im Einzugsgebiet eines Grundwasserleiters liegt. Das Material kann sich beispielsweise in einer Deponie befinden oder zur Landschaftsgestaltung verwendet worden sein.

Im Modell wird konservativ angenommen, dass das gesamte Nuklidinventar freisetzungsfähig ist. Die Rate, mit der die Radionuklide freigesetzt werden, wird durch einen K_d -Ansatz bestimmt [ANL 01]. Die Auslaugrate L_i für Radionuklid i aus der Quelle berechnet sich gemäß:

¹⁷⁾ Die Verwendung des Wassers zur Viehtränke ist nicht berücksichtigt worden, da nur die private Wassernutzung und nicht die Nutzung auf einem großen bäuerlichen Betrieb betrachtet wurde und da die einbezogenen Pfade als abdeckend angesehen wurden.

$$L_i = \frac{I}{\theta^{cz} z^{cz} R_i^{cz}} \quad (11-5)$$

wobei

I [m/a] Infiltrationsrate durch Niederschlag;
 θ^{cz} [dimensionslos] volumetrischer Wassergehalt der kontaminierten Zone;
 z^{cz} [m] Dicke der kontaminierten Zone;
 R_i^{cz} [dimensionslos] Rückhaltefaktor für Radionuklid i .

Der Rückhaltefaktor berechnet sich gemäß:

$$R_i^{cz} = 1 + \frac{\rho^{cz} K_{d,i}}{\theta^{cz}} \quad (11-6)$$

wobei

ρ^{cz} [g/cm³] Dichte der kontaminierten Zone;
 $K_{d,i}$ [cm³/g] Verteilungskoeffizient für Radionuklid i .

Der entscheidende Parameter, der die Freisetzung der Radionuklide aus der kontaminierten Zone bestimmt, ist der Verteilungskoeffizient. Diese Größe hängt von den chemischen Eigenschaften des betreffenden Elements und den geochemischen Eigenschaften des Bodens ab. Werte, die für ein bestimmtes chemisches Element in der Literatur angegeben werden, können erhebliche Bandbreiten umfassen. Für die Zwecke einer generischen Betrachtung wie im vorliegenden Fall ist es daher notwendig, konservative Werte aus der verfügbaren Literatur zu verwenden.

Für das realistische Szenario werden die Default-Werte aus dem RESRAD-Modell verwendet. Diese sind bereits im Vergleich zu anderen publizierten Werten, etwa denjenigen aus Tabelle E.4 von [IAE 01], als ausreichend konservativ zu bezeichnen. Für einige Radionuklide werden jedoch auch niedrigere Werte verwendet. Das Szenario für den unwahrscheinlichen Fall verwendet die Minimum-Werte der Verteilungskoeffizienten aus Tabelle E.4 von [IAE 01].

Für einige chemische Elemente existieren keine gemessenen Verteilungskoeffizienten. In diesem Fall wurde die Approximation benutzt, die in Anhang H von [IAE 01] beschrieben ist, wonach sich der Verteilungskoeffizient aus dem Wurzeltransferfaktor ($f_{t,i}$, vgl. Abschnitt 11.4) wie folgt herleiten lässt:

$$\ln K_{d,i} = a + b \ln f_{t,i} \quad (11-7)$$

mit $a = 2.11$ (für sandigen Boden) und $b = -0.56$.

Die Werte der für die verschiedenen Elemente verwendeten Verteilungskoeffizienten sind in Tabelle 11.7 angegeben. Werte, die unter Anwendung von Gleichung (11-7) berechnet wurden, sind markiert. Die restlichen Werte basieren auf Messungen.

Es ist zu beachten, dass K_d -Werte in einer konkreten Situation erheblich von den Werten aus Tabelle 11.7 abweichen können. Es kann auch sein, dass das lineare K_d -Modell für bestimmte Umgebungen nicht adäquat ist, z. B. weil bestimmte chemische Verbindungen vorliegen oder weil Sättigungseffekte die Adsorption am Feststoff beeinflussen. Daher kann nicht in allen Fällen angenommen werden, dass die Freisetzungsraten durch das beschriebene Modell abdeckend beschrieben werden. Diese Möglichkeit muss jedoch im umfassenden Kontext der vergleichsweise konservativen Grundannahmen bewertet werden, so dass eine unter speziellen Bedingungen auftretende höhere Freisetzungsraten für einige Radionuklide nicht automatisch zu höheren Dosen führen würde, als sie vom Modell berechnet werden.

Die Radionuklidkonzentration im Sickerwasser für Radionuklid i (C_i^s) berechnet sich aus der Freisetzungsrate (L_i) wie folgt:

$$C_i^s = \frac{M c_i L_i}{U^s} \quad (11-8)$$

wobei

- M [g] Gesamtmasse des kontaminierten Materials¹⁸;
 c_i [Bq/g] spezifische Aktivität von Radionuklid i im kontaminierten Material¹⁹;
 L_i [1/a] Auslaugrate für Radionuklid i gem. Gl. (11-5);
 U^s [m³/a] Volumen des Sickerwassers durch die kontaminierte Zone.

Das Volumen des Sickerwassers, das durch die kontaminierte Zone tritt, U^s , berechnet sich gemäß:

$$U^s = I \cdot A^{cz} \quad (11-9)$$

wobei

- I [m/a] Infiltrationsrate durch Niederschlag;
 A^{cz} [m²] Fläche der kontaminierten Zone.

Es wird angenommen, dass das Sickerwasser aus dem kontaminierten Bereich in den Grundwasserleiter gelangt. Für das realistische Szenario wird angenommen, dass es eine ungesättigte Zone zwischen kontaminiertem Material und Grundwasserleiter gibt, deren Vorhandensein zu einer Verringerung der Aktivitätskonzentration im Sickerwasser durch radioaktiven Zerfall führt, während die Radionuklide die ungesättigte Zone durchlaufen. Die Transportzeit (t_i) durch diese Zone berechnet sich gemäß:

$$t_i = \frac{z^{uz} R_i^{uz} p^{uz} R_s^{uz}}{I} \quad (11-10)$$

wobei

- I [m/a] Infiltrationsrate;
 z^{uz} [m] Dicke der ungesättigten Zone;
 R_i^{uz} [dimensionslos] Retardationsfaktor für Radionuklid i in der ungesättigten Zone;
 p^{uz} [dimensionslos] effektive Porosität der ungesättigten Zone;
 R_s^{uz} [dimensionslos] Sättigungsverhältnis der ungesättigten Zone²⁰.

Der Retardationsfaktor für Radionuklid i in der ungesättigten Zone (R_i^{uz}) ist gegeben durch:

$$R_i^{uz} = 1 + \frac{\rho^{uz} K_{d,i}}{\theta^{uz}} \quad (11-11)$$

wobei

- ρ^{uz} [g/cm³] Dichte in der ungesättigten Zone;
 $K_{d,i}$ [cm³/g] Verteilungskoeffizient für Radionuklid i ;
 θ^{uz} [dimensionslos] volumetrischer Wassergehalt in der ungesättigten Zone.

¹⁸⁾ Die Gesamtmasse wird aus dem Volumen und der Dichte der kontaminierten Zone berechnet; beim realistischen Szenario werden 25.000 m³, beim unwahrscheinlichen Szenario 100.000 m³ abgelagert, die Dichte ist 1,8 Mg/m³.

¹⁹⁾ Die spezifische Aktivität c_i wird im Weiteren nicht verwendet, sie kürzt sich in späteren Formeln heraus.

²⁰⁾ Dieses wird berechnet aus dem volumetrischem Wassergehalt 0,16 geteilt durch gesamte Porosität der ungesättigten Zone von 0,4

Die Werte des Verteilungskoeffizienten werden wie in der kontaminierten Zone gewählt (vgl. Tabelle 11.7).

Tabelle 11.7: Verteilungskoeffizient K_d [cm³/g] gemäß Safety Report 44 [IAE 05]

Element	realistisch	unwahrscheinlich	Element	realistisch	unwahrscheinlich
Ag	0	0	Nb	0	0
Am	20	20	Ni	1000	300
Ba	50	44 ^a	Np	50 ^a	5
Bi	0	0	Pd	30 ^a	30
Bk	213 ^a	213 ^a	Pm	268 ^a	240
C	0	0	Pt	12 ^a	12 ^a
Ca	50	5	Pu	2000	550
Cd	0	0	Rb	20 ^a	20 ^a
Ce	1000	500	Rh	44 ^a	44 ^a
Cf	109 ^a	109 ^a	Ru	0	0
Cl	3 ^a	3 ^a	Sb	0	0
Cm	395 ^a	395 ^a	Se	0	0
Co	1000	60	Sm	182 ^a	182 ^a
Cs	1000	270	Sn	0	0
Es	213 ^a	213 ^a	Sr	30	15
Eu	268 ^a	240	Tb	182 ^a	182 ^a
Fe	1000	160	Tc	0	0
Gd	182 ^a	182 ^a	Te	0	0
H	0	0	Th	60000	1378
Ho	182 ^a	182 ^a	Tl	0	0
I	0.1	0.1	Tm	213 ^a	213 ^a
La	213 ^a	213 ^a	U	50	15
Mn	200	50	Zn	0	0
Mo	20 ^a	10	Zr	395 ^a	280
Na	10	10			

a) Wert berechnet gem. Gl. (11–7)

Die durch Gl. (11–10) gegebene Transportzeit ist nur gültig, wenn der Transport als Einfluss durch poröses Medium unter Anwendung des K_d -Konzepts beschrieben werden kann. Dies ist nicht in allen Fällen zutreffend. Beispielsweise ist beim Fluss durch Störungszonen oder bei einem Transport in Form von Kolloiden eine wesentlich schnellere Migration der Radionuklide durch die ungesättigte Zone anzunehmen. Im Modell für den unwahrscheinlichen Fall wird daher angenommen, dass keine ungesättigte Zone vorhanden ist. Dies deckt die Situation ab, wo es einen direkten Kontakt zwischen dem kontaminierten Bereiche und dem Grundwasserleiter gibt, und daneben auch den Fall eines wesentlich schnelleren Transportmechanismus durch die ungesättigte Zone.

Das Expositionsszenario unterstellt einen Privatbrunnen, der im Abstrom vom kontaminierten Bereich gelegen ist. Dieser Brunnen soll konservativerweise so nahe am kontaminierten Bereich gelegen sein, dass dazwischen keine Verdünnung mit anderem, unkontaminiertem Grundwasser stattgefunden hat. Die Modellierung des Transports der Radionuklide im Grundwasserleiter berücksichtigt ferner

auch keine Dispersion oder Diffusion. Dieses stellt ebenfalls eine konservative Annahme dar. Auf der Basis dieser Annahmen ergibt sich die Radionuklidkonzentration im Wasser des Privatbrunnens allein aus der Verdünnung (U^{gw}) des Sickerwassers im Grundwasservolumen, das unterhalb der kontaminierten Zone fließt.

$$U^{gw} = z^{gw} w^{gw} v^{gw} p^{gw} \quad (11-12)$$

wobei

- z^{gw} [m] Dicke des Grundwasserleiters;
- w^{gw} [m] Breite der kontaminierten Zone senkrecht zum Grundwasserfluss;
- v^{gw} [m/a] Porenwassergeschwindigkeit des Grundwassers;
- p^{gw} [dimensionslos] effektive Porosität des Grundwasserleiters.

Aus den vorherigen Gleichungen berechnet sich die Konzentration des Radionuklids i im Wasser des Privatbrunnens (c_i^w) gemäß²¹:

$$c_i^w = \frac{U^s}{U^{gw} + U^s} C_i^s e^{-\lambda_i t_i} \quad (11-13)$$

Die Dosis durch Ingestion von Wasser aus dem Privatbrunnen kann unmittelbar unter Verwendung dieses Ergebnisses berechnet werden.

Für die Dosisberechnung für den Fall, dass das Wasser für die Beregnung von Nahrungsmitteln, die in einem privaten Garten angebaut werden, verwendet wird, muss der Transfer der Radionuklide aus dem Wasser in diese Pflanzen betrachtet werden. Hierzu wird der Transferfaktor, der in der folgenden Gleichung angegeben ist und in [IAE 01] hergeleitet wurde, verwendet, wobei eine Beregnung der Pflanzen von oben unterstellt wird:

$$f_t = \frac{I_{rr} f_r T_f (1 - e^{-\lambda_w t_e})}{Y_w \lambda_w} + \frac{I_{rr} (1 - f_r) f_{t,i} (1 - e^{-L_i t_e})}{\rho^e L_i} \quad (11-14)$$

wobei (unter Verwendung von Standard-Annahmen gem. [ICR 96]):

- I_{rr} [m/a] Beregnungsrate;
- f_r [dimensionslos] Bruchteil der abgelagerten Radionuklide, der auf der Vegetation zurückgehalten wird (0,25);
- T_f [dimensionslos] Transferfaktor Pflanzenmasse - Nahrung (0,1 für Obst und Wurzelgemüse, 1 für Blattgemüse);
- λ_w [a^{-1}] Abwitterungskonstante für die Pflanzen ($20 a^{-1}$);
- t_e [a] Expositionszeit während der Wachstumsperiode (0,17 a für Obst und Wurzelgemüse, 0,25 a für Blattgemüse);
- Y_w [kg/m^2] Feuchtgewicht (0,7 kg/m^2 für Obst und Wurzelgemüse, 1,5 kg/m^2 für Blattgemüse);
- $f_{t,i}$ [dimensionslos] Wurzeltransferfaktor für Radionuklid i (s. Abschnitt 11.4);
- L_i [1/a] Auslaugrate für Radionuklid i gem. Gl. (11-5);
- ρ^e [kg/m^2] effektive Oberflächendichte des Erdreichs ($225 kg/m^2$).

Der potentielle Übertritt des Grundwassers in ein Oberflächengewässer kann auch Anlass zu Exposition geben, wenn dieses Wasser zum Trinken oder für Bewässerung genutzt wird. Allerdings sind die hierdurch hervorgerufenen Dosen wegen der erheblich höheren Verdünnung deutlich niedriger als im Falle des Privatbrunnens. Es ist daher nicht notwendig, die Verwendung von Wasser aus einem Oberflächengewässer im Modell explizit zu betrachten. Allerdings führt der mögliche Verzehr von Fischen

²¹⁾ Bei Anwendung der Zerfallszeit vor Beginn des Szenarios, t_1 , ist zu beachten, dass die Zerfallszeit von 1 a hinzugechnet werden muss, die sich aus der Auslaugung aus der kontaminierten Zone ergibt (vgl. Tabelle 11.9).

aus diesen Oberflächengewässer zu einem weiteren Expositionspfad. In Analogie zu Gleichung (11–13) wird die Radionuklidkonzentration im Wasser eines Flusses (c_i^r) aus der Fließgeschwindigkeit des Flusses (U^r) wie folgt berechnet²²:

$$c_i^r = \frac{U^s}{U^r + U^s} C_i^s e^{-\lambda_i t_i} \quad (11-15)$$

Aus dieser Konzentration kann die in das Fischfleisch übertretende Aktivitätsmenge unter Verwendung der Transferfaktoren aus Tabelle D.5²³ aus [IAE 01] berechnet werden.

11.6.2 Beschreibungen der Modellsituation (Übersetzung von Abschnitt 4.3.4.2 des Safety Report 44)

Für das realistische Szenario wird angenommen, dass am betreffenden Standort 25.000 m³ Material abgelagert werden, für das unwahrscheinliche Szenario 100.000 m³. Die Dicke der kontaminierten Zone wird in beiden Fällen zu 5 m angesetzt. Es wird unterstellt, dass hiermit alle relevanten Fälle für Radionuklide natürlichen Ursprungs abgedeckt sind²⁴.

In Analogie zum Lebensmittelszenario wird eine Zeitspanne von 1 a vor dem Beginn des Szenarios angenommen. Während des Szenarios wird der radioaktive Zerfall während der Migrationszeit der Nuklide gemäß Abschnitt 11.4 berücksichtigt. Nachdem das Wasser den Privatbrunnen oder den Fluss erreicht hat, wird kein weiterer Zerfall betrachtet, da der dominierende Expositionspfad durch Trinkwasserverzehr gegeben ist, welche innerhalb eines Tages stattfinden würde.

Die Infiltrationsrate wird zu 0,2 m/a angesetzt, was den Standardannahmen in RESRAD entspricht. Dieser Wert ist für ein moderates Klima ausreichend. Für feuchte Regionen und entsprechende Eigenschaften des Bodens sind auch höhere Infiltrationsraten möglich. In diesem Falle würde allerdings die Fließgeschwindigkeit des Grundwasserleiters und der Oberflächengewässer ebenfalls höher sein, so dass der Verdünnungsfaktor vom Sickerwasser aus dem kontaminierten Material in das Grundwasser beziehungsweise Oberflächengewässer ungefähr gleich bleibt.

Für das realistische Szenario wird die Dicke der ungesättigten Zone zwischen dem kontaminierten Bereich und der Oberfläche des Grundwasserleiters zu 2 m angesetzt. Im unwahrscheinlichen Szenario wird direkter Kontakt zwischen der kontaminierten Zone und dem Grundwasserleiter unterstellt.

Die Porenwassergeschwindigkeit im Grundwasserleiter wird zu 1.000 m/a im realistischen Fall und zu 500 m/a im unwahrscheinlichen Fall angesetzt. Niedrigere Grundwassergeschwindigkeiten und daher auch geringere Verdünnungen können unter bestimmten Umständen auftreten. Jedoch werden die gewählten Werte im Gesamtkontext der für dieses Modell getroffenen Annahmen als ausreichend konservativ angesehen.

Es wird unterstellt, dass das Grundwasser aus dem Privatbrunnen als Trinkwasser sowie für die Beregnung in einem Privatgarten benutzt wird. Die Beregnungsrate wird zu 0,2 m/a angesetzt.

²²) Bei Anwendung der Zerfallszeit vor Beginn des Szenarios, t_1 , ist zu beachten, dass die Zerfallszeit von 1 a hinzurechnet werden muss, die sich aus der Auslaugung aus der kontaminierten Zone ergibt (vgl. Tabelle 11.9).

²³) Der Verweis bezieht sich auf Table XIII: Element Specific Bioaccumulation Factor B_p ; aus den dort aufgeführten Werten wird Spalte „Freshwater fish“ verwendet. Als Quelle für dort fehlende Werte diente Tabelle 7 aus: “A Compilation of Radionuclide Transfer Factors for the Plant, Meat, Milk, and Aquatic Food Pathways and the Suggested Default Values for the RESRAD Code” (Y.-Y. Wang, B.M. Biwer and C. Yu; Environmental Assessment and Information Sciences Division, Argonne National Laboratory, 9700 South Cass Avenue, Argonne, Illinois 60439).

²⁴) Für Material mit erhöhten Werten von Radionukliden natürlichen Ursprungs sind auch größere Mengen denkbar (z.B. als Folge des Bergbaus). Allerdings sind diese Modelle nicht für solche Radionuklide entwickelt worden.

Für den im Modell betrachteten Fluss wird eine Fließgeschwindigkeit von 5 m³/s angesetzt, was ausreichend ist, um einen Fischbesatz zu unterhalten, aus dem der jährliche Fischverzehr der exponierten Personen gedeckt werden kann.

Die Modellberechnungen betrachten Erwachsene und Kinder der Altersgruppe 1-2 a in Übereinstimmung mit den Ingestion Szenarien gemäß Abschnitt 11.4. Die Verzehrsgewohnheiten werden ebenfalls in Übereinstimmung mit diesem Szenario gewählt. Das Modell beinhaltet Eingangsparameter für den Verzehr von:

- Trinkwasser;
- Blattgemüse;
- Wurzelgemüse und Früchte;
- Fisch.

Der IAEA Safety Report Series No. 19 [IAE 01] enthält in diesem Zusammenhang nur aggregierte Werte für Verzehrsmengen (410 kg/a für Obst, Gemüse und Getreide für Erwachsene). Da diese Angaben für das hier entwickelte Modell nicht detailliert genug sind, werden die Verzehrsmengen aus einem detaillierten Parameteransatz gewählt, der für die deutsche Strahlenschutzverordnung [BMU 01] entwickelt wurde. Dieser enthält Verzehrsmengen für realistische und für unwahrscheinliche Fälle, wobei Letztere ungefähr dem 95%-Perzentil entsprechen. Diese Sätze von Parameterwerten werden jeweils für die realistischen bzw. die unwahrscheinlichen Szenarien verwendet. Die Werte sind in Tabelle 11.8 wiedergegeben. Berücksichtigt man die Tatsache, dass der gesamte, in [ICR 96] angegebene Verzehr 410 kg/a auch Getreide umfasst, sind die Annahmen konsistent.

Für das realistische Szenario wird angenommen, dass 25 % der jährlichen Verzehrsmenge von Trinkwasser und Nahrungsmitteln durch die Radionuklide aus dem kontaminierten Material beeinflusst wird und dass die restlichen Mengen aus anderen Quellen gedeckt werden. Im unwahrscheinlichen Szenario wird unterstellt, dass die Gesamtmenge von Trinkwasser und Nahrungsmitteln durch das kontaminierte Material beeinflusst wird.

Eine Zusammenfassung der standortspezifischen Parameter für den Wasserpfad zeigt Tabelle 11.9.

Tabelle 11.8: Ingestionsparameter zum Wasserpfad²⁵

	Verzehr durch Kinder (1–2 a) [kg/a]		Verzehr durch Erwachsene (>17 a) [kg/a]	
	realistisch	unwahrsch.	realistisch	unwahrsch.
Trinkwasser	100	200	350	700
Blattgemüse	6	18	13	39
Wurzelgemüse	17	51	40	120
Obst	45	135	35	105
Gesamtmenge Gemüse und Obst	68	204	88	264
Fisch	0.6	3	1.5	7.5

²⁵⁾ Es ist zu beachten, dass Tabelle 11.8 nicht die in Safety Report 44 letztendlich verwendeten Daten zu Verzehrsmengen zeigt, sondern lediglich die Werte aus [BMU 01], aus welchen die im letzten Teil von Tabelle 11.9 genannten Werte abgeleitet werden.

Tabelle 11.9: Standortspezifische Parameter für den Wasserpfad in Safety Report 44 [IAE 05]

	Einheit	realistisch	unwahrsch.
Kontaminierte Zone			
Zerfallszeit vor Beginn des Szenarios	[a]	1	1
Fläche der kontaminierten Zone	[m ²]	5.000	20.000
Dicke der kontaminierten Zone	[m]	5,00	5,00
Dichte der kontaminierten Zone	[g/cm ³]	1,80	1,80
Infiltrationsrate	[m/a]	0,20	0,20
Beregnungsrate	[m/a]	0,20	0,20
Sickerwasser durch die kontaminierte Zone (berechnet)	[m ³ /a]	1.000	4.000
Gesamte Porosität der kontaminierten Zone	[-]	0,40	0,40
Gesättigte hydraulische Leitfähigkeit	[m/a]	5.000	5.000
Volumetrischer Wassergehalt	[-]	0,16	0,16
Ungesättigte Zone			
Dicke der ungesättigten Zone	[m]	2,00	0,00
Dichte der ungesättigten Zone	[g/cm ³]	1,80	1,80
Gesamte Porosität der ungesättigten Zone	[-]	0,40	0,40
Effektive Porosität der ungesättigten Zone	[-]	0,20	0,20
Volumetrischer Wassergehalt	[-]	0,16	0,16
Grundwasserleiter			
Dicke des Grundwasserleiters	[m]	5,00	5,00
Breite der kontaminierten Zone senkrecht zum Grundwasserleiter	[m]	100	100
Abstandsgeschwindigkeit im Grundwasser	[m/a]	1.000	500
Effektive Porosität des Grundwasserleiters	[-]	0,25	0,25
Fließgeschwindigkeit ²⁶ im Grundwasserleiter (berechnet)	[m ³ /a]	1,25E+05	6,25E+04
Verdünnungsfaktor zwischen Sickerwasser und Grundwasser (berechnet)	[-]	7,94E-03	6,02E-02
Oberflächengewässer			
Fließgeschwindigkeit des Flusses	[m ³ /s]	5.00	5.00
Verdünnungsfaktor zwischen Sickerwasser und Fluss (berechnet)	[-]	6,34E-06	2,54E-05

²⁶⁾ gemeint ist die jährlich fließende Wassermenge im Grundwasserleiter

	Einheit	realistisch	unwahrsch.
Parameter zur Berechnung			
Dauer der Wachstumssaison für Wurzelgemüse	[a]	0,17	0,17
Dauer der Wachstumssaison für Blattgemüse	[a]	0,25	0,25
Abwitterungskonstante für Bewuchs	[1/a]	20	20
Bruchteil der auf Pflanzen zurückgehaltenen Radionuklide	[-]	0,25	0,25
Transferfaktor Pflanzenmasse-Nahrung für Wurzelgemüse	[-]	0,1	0,1
Transferfaktor Pflanzenmasse-Nahrung für Blattgemüse	[-]	1	1
Effektive Oberflächendichte des Erdreichs	[kg/m ²]	225	225
Feuchtgewicht Erntemasse für Wurzelgemüse	[kg/m ²]	0,7	0,7
Feuchtgewicht Erntemasse für Blattgemüse	[kg/m ²]	1,5	1,5
Parameter zur Ingestion			
Verzehrmenge Trinkwasser (1–2 a)	[kg/a]	100	200
Verzehrmenge Trinkwasser (>17 a)	[kg/a]	350	700
Verzehrmenge Wurzelgemüse (1–2 a)	[kg/a]	17	51
Verzehrmenge Wurzelgemüse (>17 a)	[kg/a]	40	120
Verzehrmenge Blattgemüse (1–2 a)	[kg/a]	6	18
Verzehrmenge Blattgemüse (>17 a)	[kg/a]	13	39
Verzehrmenge Fisch (1–2 a)	[kg/a]	0,6	3
Verzehrmenge Fisch (>17 a)	[kg/a]	1,5	7,5
Anteil kontaminiertes Trinkwasser am Verzehr	[-]	0,25	1
Anteil kontaminiertes Gemüse am Verzehr	[-]	0,25	1
Anteil kontaminierter Fisch am Verzehr	[-]	0,25	1

11.6.3 Betrachtete Radionuklide (Übersetzung von Abschnitt 4.3.4.3 des Safety Report 44)

Die Modellierung wird nur für Radionuklide mit einer Halbwertszeit von mehr als 0,5 a durchgeführt, da der Grundwasserpfad für Radionuklide mit einer kürzeren Halbwertszeit nicht signifikant zur Dosis beiträgt. Ingestionsdosen für solche kurzlebigen Radionuklide werden über die anderen Szenarien, die Ingestion umfassen, gemäß Abschnitt 11.4 bestimmt.

Das Nachwachsen von Tochternukliden wird, wie in Abschnitt 8 dargestellt, beschrieben. Allerdings ist für den Wasserpfad prinzipiell zu berücksichtigen, dass die Auslaugungsrate und die Mobilität im Grundwasser für ein Tochternuklid größer sein kann als für das Mutternuklid. Zur Berücksichtigung dieses Effekts wird der folgende Ansatz verwendet:

- a) Tochternuklide mit einer Halbwertszeit von weniger als 0,05 a werden für Wasser und Lebensmittel als im Gleichgewicht stehend mit ihrem Mutternuklid angesetzt, da die Prozesse, die die Ausbreitung und die Aufnahme in Pflanzen für diese Radionuklide bestimmen, hinreichend langsam sind, so dass nahezu radioaktives Gleichgewicht angenommen werden kann.
- b) Tochternuklide mit einer längeren Halbwertszeit werden unabhängig modelliert und ihr Dosisbeitrag wird zudem des Mutternuklid addiert. Das Nachwachsen von Tochternukliden wird in Analogie zu den anderen Expositionspfaden gemäß Abschnitt 8 berücksichtigt.

11.6.4 Betrachtete Zeitspanne (Übersetzung von Abschnitt 4.3 des Safety Report 44)

Im realistischen Szenario wird – wie beschrieben – angenommen, dass eine ungesättigte Zone zwischen dem kontaminierten Material und dem Grundwasserleiter vorliegt. In dieser Zone verlaufen Migrationsprozesse solcher Elemente, die einen hohen K_d -Wert aufweisen, sehr langsam. Die Zeitspanne zwischen der Ablagerung des Materials und der Ankunft der Kontamination im Privatbrunnen oder im Fluss kann daher hunderte oder Tausende von Jahren betragen. Die Betrachtung solcher langfristigen Expositionsszenarien kann als Widerspruch zu der Betrachtung des Nachwachsens von Tochternukliden über den Zeitraum von lediglich 100 a gesehen werden (vgl. Abschnitt 8).

Die Betrachtung der Ergebnisse für solche Radionuklide, die durch den Grundwasserpfad bestimmt werden, im Rahmen des realistischen Szenarios ergab jedoch, dass sich die resultierende Aktivitätskonzentration nicht verändert, wenn ein Abschneidekriterium von 100 a angewendet wird. Daher ist die Frage, welche Zeitspannen für die Betrachtung verwendet werden, in diesem Fall irrelevant.

11.6.5 Diskussion der Ergebnisse (Übersetzung von Abschnitt 4.3 des Safety Report 44)

Die Ergebnisse des Modells des Wasserpfad zeigen, dass nur für einige Radionuklide der Grundwasserpfad dominierend ist. Hierbei handelt es sich um mobile Radionuklide mit einer langen Halbwertszeit, hohen Ingestionsdosiskoeffizienten und geringen Dosiskoeffizienten für externe Bestrahlung.

Die Exposition durch diese Nuklide über den Grundwasserpfad hängt den realen Situationen natürlich von den Gegebenheiten des Standorts ab. Wie oben angesprochen, kann das Modell für die Herleitung der Werte für die Aktivitätskonzentration nicht alle möglichen Bedingungen an Standorten umfassen. Nichtsdestoweniger sind die Resultate aber ausreichend konservativ, um die größte Zahl aller Fälle abzudecken:

- a) Das Volumen des im Modell betrachteten kontaminierten Materials ist vergleichsweise hoch.
- b) Die Expositionssituation für Anwohner, die kontaminiertes Grundwasser im Abstrom der Depone ohne weitere Verdünnung benutzen, entspricht einer sehr konservativen Annahme.
- c) Das Modell vernachlässigt Effekte wie Dispersion, die zu einer Verringerung der Exposition führen würden.
- d) Es wird eine sehr intensive Nutzung des kontaminierten Wassers als Trinkwasser und für die Berechnung angenommen.

Vor diesem Hintergrund sind die abgeleiteten Aktivitätskonzentrationen auch für Standorte als angemessen anzusehen, wo deutlich ungünstigere Situationen als hier angenommen vorliegen würden.

Mutterm.	Tochter nuklide										
Au-196	Hg-196										
Au-198m	Au-198										
Au-200m	Au-200										
Hg-193	Au-193	Au-193m	Pt-193	Pt-193m							
Hg-193m	Au-193m	Au-193	Hg-193	Pt-193	Pt-193m						
Hg-194	Au-194										
Hg-195	Au-195	Au-195m									
Hg-195m	Hg-195	Au-195	Au-195m								
Hg-197m	Hg-197	Au-197m									
Tl-194	Hg-194	Au-194									
Tl-194m	Hg-194	Au-194									
Tl-195	Hg-195	Au-195	Au-195m								
Tl-197	Hg-197										
Tl-198m	Tl-198										
Tl-204	Pb-204										
Tl-209	Pb-209	Bi-209									
Pb-195m	Tl-195	Tl-195m	Hg-195	Au-195	Au-195m						
Pb-198	Tl-198										
Pb-199	Tl-199										
Pb-200	Tl-200										
Pb-201	Tl-201										
Pb-202	Tl-202										
Pb-202m	Pb-202	Tl-202									
Pb-209	Bi-209										
Pb-210	Bi-210	Po-210									
Pb-211	Bi-211	Tl-207	Po-211								
Pb-212	Bi-212	Po-212	Tl-208								
Pb-214	Bi-214	Po-214	Tl-210	Pb-210	Pb-209	Bi-210	Bi-209	Po-210	Tl-206		
Bi-200	Pb-200	Tl-200									
Bi-201	Pb-201	Pb-201m	Tl-197m	Tl-201	Tl-197	Hg-197					
Bi-202	Pb-202	Tl-202									
Bi-203	Pb-203	Pb-203m	Tl-199m	Tl-199							
Bi-205	Pb-205	Pb-205m									
Bi-210	Po-210										
Bi-210m	Tl-206										
Bi-211	Tl-207	Po-211									
Bi-212	Po-212	Tl-208									
Bi-213	Po-213	Tl-209	Pb-209	Bi-209							
Bi-214	Po-214	Tl-210	Pb-210	Pb-209	Bi-210	Bi-209	Po-210	Tl-206			
Po-203	Bi-203	Pb-199	Pb-203	Pb-203m	Tl-199m	Tl-199					
Po-205	Bi-205	Pb-201	Pb-205	Pb-205m	Tl-201						
Po-206	Bi-206	Pb-202	Tl-202								
Po-207	Bi-207	Pb-203									
Po-208	Pb-204	Bi-208									
Po-209	Pb-205	Bi-209									
Po-213	Pb-209	Bi-209									
Po-214	Pb-210	Bi-210	Po-210	Tl-206							
Po-215	Pb-211	Bi-211	Tl-207	Po-211							
Po-216	Pb-212	Bi-212	Po-212	Tl-208							
Po-218	Pb-214	At-218	Bi-214	Rn-218	Po-214	Tl-210	Pb-210	Pb-209	Bi-210	Bi-209	

Mutterm.	Tochternuclide												
Np-232	U-232	Th-228	Ra-224	Rn-220	Po-216	Pb-212	Bi-212	Po-212	Tl-208	Bi-209			
Np-233	U-233	Th-229	Ra-225	Ac-225	Fr-221	At-217	Bi-213	Rn-217	Po-213	Tl-209	Pb-209	Bi-209	
Np-234	U-234	Th-230	Ra-226	Rn-222	Po-218	Pb-214	At-218	Bi-214	Rn-218	Po-214	Tl-210	Pb-210	Pb-209
Np-235	U-235	Pa-231	Th-231	Ac-227	Th-227	Fr-223	Ra-223	At-219	Rn-219	Bi-215	Po-215		
Np-236	U-236	Pu-236	Pa-232	Th-232	U-232	Ra-228	Th-228	Ac-228	Ra-224	Rn-220			
Np-236m	Pu-236	U-236	U-232	Th-232	Th-228	Ra-228	Ra-224	Ac-228	Rn-220	Po-216	Pb-212	Bi-212	
Np-237	Pa-233	U-233											
Np-238	Pu-238	U-234	Th-230	Ra-226	Rn-222	Po-218	Pb-214	At-218	Bi-214	Rn-218	Po-214	Tl-210	Pb-210
Np-239	Pu-239	U-235m	U-235	Th-231	Pa-231	Ac-227	Th-227	Fr-223	Ra-223	At-219	Pb-209		
Np-240	Pu-240	U-236	Th-232	Ra-228	Ac-228	Th-228	Ra-224	Rn-220	Po-216	Pb-212	Bi-212	Po-212	Tl-208
Np-240m	Pu-240	Np-240	U-236	Th-232	Ra-228	Ac-228	Th-228	Ra-224	Rn-220				
Pu-234	Np-234	U-230	U-234	Th-226	Th-230	Ra-222	Ra-226	Rn-218	Rn-222	Po-214	Po-218	Pb-210	Pb-214
Pu-235	Np-235	U-231	U-235	Pa-231	Th-227	Th-231	Ac-227	Ra-223	Fr-223	At-218	Bi-210	Rn-219	At-219
Pu-236	U-232	Th-228	Ra-224	Rn-220	Po-216	Pb-212	Bi-212	Po-212	Tl-208				
Pu-237	Np-237	U-233	Pa-233	Th-229	Ra-225	Ac-225	Fr-221	At-217	Bi-213	Rn-217	Po-213	Tl-209	
Pu-238	U-234												
Pu-239	U-235m	U-235	Th-231	Pa-231	Ac-227	Th-227	Fr-223	Ra-223	At-219	Rn-219			
Pu-240	U-236	Th-232	Ra-228	Ac-228	Th-228	Ra-224	Rn-220	Po-216	Pb-212	Bi-212	Po-212	Tl-208	
Pu-241	Am-241												
Pu-242	U-238	Th-234	Pa-234m	U-234	Pa-234	Th-230	Ra-226	Rn-222	Po-218	Pb-214	At-218	Bi-214	
Pu-243	Am-243	Np-239	Pu-239	U-235m	U-235	Th-231	Pa-231	Ac-227	Th-227	Fr-223	Ra-223	At-219	
Pu-244	U-240	Np-240m	Np-240	Pu-240									
Pu-245	Am-245	Cm-245	Pu-241	Am-241	U-237	Np-237	Pa-233	U-233	Th-229	Ra-225	Ac-225		
Pu-246	Am-246m	Cm-246	Pu-242	U-238	Th-234	Pa-234m	U-234	Pa-234	Th-230	Ra-226	Rn-222	Po-218	
Am-237	Pu-237	Pu-237m	Np-233	Np-237	U-233	Pa-233	Th-229	Ra-225	Ac-225				
Am-238	Pu-238	U-234	Th-230	Ra-226	Rn-222	Po-218	Pb-214	At-218	Bi-214	Rn-218	Po-214	Tl-210	Pb-210
Am-239	Pu-239	Np-235	U-235m	U-235	Pa-231	Th-231	Ac-227	Th-227	Fr-223	Ra-223			
Am-240	Pu-240	U-236	Th-232	Ra-228	Ac-228	Th-228	Ra-224	Rn-220	Po-216	Pb-212	Bi-212	Po-212	Tl-208
Am-241	Np-237	Pa-233	U-233	Th-229	Ra-225	Ac-225	Fr-221	At-217	Bi-213	Rn-217	Po-213	Tl-209	Pb-209
Am-242	Cu-242												
Am-242m	Am-242	Cm-242	Np-238	Pu-238	U-234								
Am-243	Np-239	Pu-239											
Am-244	Cm-244	Pu-240	U-236	Th-232	Ra-228	Ac-228	Th-228	Ra-224	Rn-220	Po-216	Pb-212	Bi-212	Po-212
Am-244m	Cm-244	Pu-244	Pu-240	U-240	U-236	Np-240	Th-232	Ra-228	Ac-228	Th-228	Tl-208	Ra-224	Bi-209
Am-245	Cm-245	Pu-241	Am-241	U-237	Np-237	Pa-233	U-233	Th-229	Ra-225	Ac-225			
Am-246	Cm-246	Pu-242	U-238	Th-234	Pa-234m	U-234	Pa-234	Th-230	Ra-226	Rn-222	Po-218	Pb-214	At-218
Am-246m	Cm-246	Pu-242	U-238	Th-234	Pa-234m	U-234	Pa-234	Th-230	Ra-226	Rn-222	Po-218	Pb-214	At-218
Cm-238	Am-238	Pu-234	Pu-238	Np-234	U-230	U-234	Th-226	Th-230	Ra-222	Ra-226	Rn-218	Rn-222	Po-214
Cm-240	Pu-236	U-232	Th-228	Ra-224	Rn-220	Po-216	Pb-212	Bi-212	Po-212	Tl-208			
Cm-241	Am-241	Pu-237	Np-237	U-233	Pa-233	Th-229	Ra-225	Ac-225	Fr-221				
Cm-242	Pu-238												
Cm-243	Pu-239												
Cm-244	Pu-240												
Cm-245	Pu-241	Am-241											
Cm-246	Pu-242												
Cm-247	Pu-243	Am-243	Np-239										
Cm-248	Pu-244	U-240	Np-240	Pu-240	U-236	Th-232	Ra-228	Ac-228	Th-228	Ra-224	Rn-220	Po-216	Pb-212
Cm-249	Bk-249	Cf-249	Am-245	Cm-245	Pu-241	Am-241	U-237	Np-237	Bi-212	Po-212	Pa-233		

Mutterm.	Tochternuklide												
Cm-250	Pu-246	Am-246m	Cm-246	Pu-242	U-238	Th-234	Pa-234m	U-234	Pa-234	Th-230	Ra-226	Rn-222	Po-218
Bk-245	Cm-245	Am-241	Pu-241	Np-237	U-237	Pa-233	U-233	Th-229	Ra-225				
Bk-246	Cm-246	Am-242	Am-242n	Pu-242	Cm-242	U-238	Pu-238	Th-234	U-234	Pa-234m	Th-230	Pa-234	Ra-226
Bk-247	Am-243	Np-239	Pu-239	U-235m	U-235	Th-231	Pa-231	Ac-227	Th-227	Fr-223	Ra-223	At-219	
Bk-249	Cf-249												
Bk-250	Cf-250	Cm-246	Pu-242	U-238	Th-234	Pa-234m	U-234	Pa-234	Th-230	Ra-226	Rn-222	Po-218	
Cf-244	Cm-240	Pu-236	U-232	Th-228	Ra-224	Rn-220	Po-216	Pb-212	Bi-212	Po-212	Tl-208		
Cf-246	Cm-242	Pu-238	U-234	Th-230	Ra-226	Rn-222	Po-218	Pb-214	At-218	Bi-214	Rn-218	Po-214	Tl-210
Cf-248	Cm-244	Pu-240											
Cf-249	Cm-245	Pu-241	Am-241										
Cf-250	Cm-246												
Cf-251	Cm-247	Pu-243	Am-243	Np-239	Pu-239	U-235m	U-235	Th-231	Pa-231	Ac-227	Th-227	Fr-223	Pb-210
Cf-252	Cm-248	Pu-244	U-240	Np-240	Pu-240	U-236	Th-232	Ra-228	Ac-228	Th-228	Ra-224	Rn-220	Po-216
Cf-253	Cm-249	Es-253	Bk-249	Cf-249									
Cf-254	Cm-250	Pu-246	Am-246m	Cm-246	Pu-242	U-238	Th-234	Pa-234m	U-234	Pa-234	Th-230	Ra-226	Pb-212
Es-250	Cf-250	Bk-246	Cm-246	Am-242	Am-242n	Pu-242	Cm-242	U-238	Pu-238	Th-234	U-234	Pb-209	
Es-251	Cf-251	Bk-247	Cm-247	Am-243	Pu-243	Np-239	Pu-239	U-235m	U-235	Th-231	Pa-231		
Es-253	Bk-249	Cf-249											
Es-254	Bk-250	Cf-250	Cm-246										
Es-254m	Fm-254	Bk-250	Cf-250										
Fm-252	Cf-248	Cm-244	Pu-240	U-236	Th-232	Ra-228	Ac-228	Th-228	Ra-224	Rn-220	Po-216	Pb-212	Bi-212
Fm-253	Es-253	Cf-249	Bk-249	Cm-245	Am-245	Pu-241	Am-241	U-237	Np-237	Tl-208	Pa-233		
Fm-254	Cf-250	Cm-246	Pu-242	U-238	Th-234	Pa-234m	U-234	Pa-234	Th-230	Ra-226	Rn-222	Po-218	
Fm-255	Cf-251	Cm-247	Pu-243	Am-243	Np-239	Pu-239	U-235m	U-235	Th-231	Pa-231	Ac-227	Th-227	Fr-223
Fm-257	Cf-253	Es-253	Cm-249	Bk-249	Cf-249	Am-245	Cm-245	Pu-241	Am-241	U-237			
Md-257	Fm-257	Es-253	Cf-253	Bk-249	Cm-249	Cf-249	Am-245	Cm-245	Pu-241				
Md-258	Es-254	Fm-258	No-258	Bk-250	Cf-250	Cm-246	Pu-242	U-238	Th-234	Pa-234m	U-234	Pa-234	Th-230

12.2 Beiträge der Mutter- und Tochternuklide zu den Dosiskoeffizienten für externe Gamma-Bestrahlung

Tabelle 12.2 stellt die Anteile der Mutter- und Tochternuklide an den Dosiskoeffizienten für externe Gamma-Bestrahlung am Beispiel der Expositionsgeometrie „Raum mit Metallwänden“ dar. Aufgetragen sind jeweils das Mutternuklid, die einbezogenen Tochternuklide und in jeder Tabellenzelle der prozentuale Beitrag zum Dosiskoeffizienten.

Nuklid (Anteil am Dosiskoeffizienten für Inhalation)												
M.	Tochternuclide											
Ba-140 86,3%	La-140 13,7%											
Ce-144 100,0%	Pr-144m <0,1%	Pr-144 <0,1%										
Gd-146 87,6%	Eu-146 12,4%	Sm-146 <0,1%										
Pm-148m 100,0%	Sm-148 <0,1%	Pm-148 <0,1%	Nd-144 <0,1%									
Dy-166 83,4%	Ho-166 16,6%											
Hf-172 100,0%	Lu-172m <0,1%	Lu-172 <0,1%										
W-178 51,5%	Ta-178 48,5%											
Pt-188 59,0%	Ir-188 41,0%											
W-188 56,5%	Re-188 43,5%											
Re-189 99,9%	Os-189m <0,1%											
Ir-190 100,0%	Os-190m <0,1%											
Hg-194 98,3%	Au-194 1,7%											
Os-194 99,3%	Ir-194 0,7%											
Hg-195m 94,7%	Hg-195 4,5%	Au-195 0,8%	Au-195m <0,1%									
Pb-210 25,8%	Bi-210 2,2%	Po-210 72,1%										
Bi-212 100,0%	Po-212 <0,1%	Tl-208 <0,1%										
Pb-212 87,5%	Bi-212 12,5%	Po-212 <0,1%	Tl-208 <0,1%									
Rn-220 -	Po-216 -	Pb-212 -	Bi-212 -	Po-212 -	Tl-208 -							
Rn-222 <0,1%	Po-218 <0,1%	Pb-214 70,7%	At-218 <0,1%	Bi-214 29,3%	Rn-218 <0,1%	Po-214 <0,1%	Tl-210 <0,1%	Pb-210 <0,1%	Pb-209 <0,1%	Bi-210 <0,1%	Bi-209 <0,1%	
Ra-223 99,9%	Rn-219 <0,1%	Po-215 <0,1%	Pb-211 0,1%	Bi-211 <0,1%	Po-211 <0,1%	Tl-207 <0,1%						
Ra-224 95,2%	Rn-220 <0,1%	Po-216 <0,1%	Pb-212 4,0%	Bi-212 0,7%	Po-212 <0,1%	Tl-208 <0,1%						
Ac-225 99,8%	Fr-221 <0,1%	At-217 <0,1%	Bi-213 0,2%	Rn-217 <0,1%	Po-213 <0,1%	Tl-209 <0,1%	Pb-209 <0,1%	Bi-209 <0,1%				
Ra-226 45,5%	Rn-222 <0,1%	Po-218 <0,1%	Pb-214 0,2%	Bi-214 0,2%	Po-214 <0,1%	Pb-210 13,2%	Bi-210 1,1%	Po-210 39,7%				
Th-226 100,0%	Ra-222 <0,1%	Rn-218 <0,1%	Po-214 <0,1%									
Ac-227 97,0%	Th-227 1,7%	Fr-223 <0,1%	Ra-223 1,3%	At-219 <0,1%	Rn-219 <0,1%	Bi-215 <0,1%	Po-215 <0,1%	Pb-211 <0,1%	Bi-211 <0,1%			
Ra-228 9,4%	Ac-228 <0,1%	Th-228 83,8%	Ra-224 6,3%	Rn-220 <0,1%	Po-216 <0,1%	Pb-212 0,4%	Bi-212 <0,1%	Po-212 <0,1%	Tl-208 <0,1%			
Th-228 92,8%	Ra-224 6,8%	Rn-220 <0,1%	Po-216 <0,1%	Pb-212 0,4%	Bi-212 <0,1%	Po-212 <0,1%	Tl-208 <0,1%					
Th-229 82,7%	Ra-225 7,3%	Ac-225 9,9%	Fr-221 <0,1%	At-217 <0,1%	Bi-213 <0,1%	Po-213 <0,1%	Tl-209 <0,1%	Pb-209 <0,1%				
U-230 99,5%	Th-226 0,5%	Ra-222 <0,1%	Rn-218 <0,1%	Po-214 <0,1%	Pb-210 <0,1%	Bi-210 <0,1%	Po-210 <0,1%					

Nuklid (Anteil am Dosiskoeffizienten für Ingestion)											
Mutter	Töchter										
I-133 100,0%	Xe-133m <0,1%	Xe-133 <0,1%									
Te-133m 62,1%	Te-133 1,3%	I-133 36,6%	Xe-133m <0,1%	Xe-133 <0,1%							
I-135 100,0%	Xe-135m <0,1%	Xe-135 <0,1%									
Cs-137 100,0%	Ba-137m <0,1%										
Ba-140 63,9%	La-140 36,1%										
Ce-144 99,0%	Pr-144m <0,1%	Pr-144 1,0%									
Gd-146 48,6%	Eu-146 51,4%	Sm-146 <0,1%									
Pm-148m 100,0%	Sm-148 <0,1%	Pm-148 <0,1%	Nd-144 <0,1%								
Dy-166 66,3%	Ho-166 33,7%										
Hf-172 99,4%	Lu-172m <0,1%	Lu-172 0,6%									
W-178 75,4%	Ta-178 24,6%										
Pt-188 63,4%	Ir-188 36,6%										
W-188 61,1%	Re-188 38,9%										
Re-189 99,8%	Os-189m 0,2%										
Ir-190 100,0%	Os-190m <0,1%										
Hg-194 99,2%	Au-194 0,8%										
Os-194 64,9%	Ir-194 35,1%										
Hg-195m 94,2%	Hg-195 5,7%	Au-195 0,1%	Au-195m <0,1%								
Pb-210 38,1%	Bi-210 <0,1%	Po-210 61,8%									
Bi-212 100,0%	Po-212 <0,1%	Tl-208 <0,1%									
Pb-212 96,7%	Bi-212 3,3%	Po-212 <0,1%	Tl-208 <0,1%								
Rn-220 -	Po-216 -	Pb-212 -	Bi-212 -	Po-212 -	Tl-208 -						
Rn-222 <0,1%	Po-218 <0,1%	Pb-214 75,5%	At-218 <0,1%	Bi-214 24,5%	Rn-218 <0,1%	Po-214 <0,1%	Tl-210 <0,1%	Pb-210 <0,1%	Pb-209 <0,1%	Bi-210 <0,1%	Bi-209 <0,1%
Ra-223 99,8%	Rn-219 <0,1%	Po-215 <0,1%	Pb-211 0,2%	Bi-211 <0,1%	Po-211 <0,1%	Tl-207 <0,1%					
Ra-224 93,3%	Rn-220 <0,1%	Po-216 <0,1%	Pb-212 6,4%	Bi-212 0,3%	Po-212 <0,1%	Tl-208 <0,1%					
Ac-225 99,6%	Fr-221 <0,1%	At-217 <0,1%	Bi-213 0,4%	Rn-217 <0,1%	Po-213 <0,1%	Tl-209 <0,1%	Pb-209 <0,1%	Bi-209 <0,1%			
Ra-226 13,8%	Rn-222 <0,1%	Po-218 <0,1%	Pb-214 <0,1%	Bi-214 <0,1%	Po-214 <0,1%	Pb-210 31,5%	Bi-210 <0,1%	Po-210 54,7%			
Th-226 100,0%	Ra-222 <0,1%	Rn-218 <0,1%	Po-214 <0,1%								
Ac-227 91,1%	Th-227 0,7%	Fr-223 <0,1%	Ra-223 8,1%	At-219 <0,1%	Rn-219 <0,1%	Bi-215 <0,1%	Po-215 <0,1%	Pb-211 <0,1%	Bi-211 <0,1%		

Dieser Band enthält einen Ergebnisbericht eines vom Bundesamt für Strahlenschutz im Rahmen der Ressortforschung des BMUB (UFOPLAN) in Auftrag gegebenen Untersuchungsvorhabens. Verantwortlich für den Inhalt sind allein die Autoren. Das BfS übernimmt keine Gewähr für die Richtigkeit, die Genauigkeit und Vollständigkeit der Angaben sowie die Beachtung privater Rechte Dritter. Der Auftraggeber behält sich alle Rechte vor. Insbesondere darf dieser Bericht nur mit seiner Zustimmung ganz oder teilweise vervielfältigt werden.

Der Bericht gibt die Auffassung und Meinung des Auftragnehmers wieder und muss nicht mit der des BfS übereinstimmen.

BfS-RESFOR-133/18

Bitte beziehen Sie sich beim Zitieren dieses Dokumentes immer auf folgende URN:
urn:nbn:de:0221-2018

Salzgitter, Mai 2018