

# Ressortforschungsberichte zum Strahlenschutz

Überarbeitung der Strahlenschutzverordnung bzgl. der Regelungen zur Freigabe künstlicher radioaktiver Stoffe zur Umsetzung der neuen Euratom-Grundnormen in deutsches Recht – Konzept zur Umsetzung - Vorhaben 3614R03520

## Band 3: Bericht zu AP2

Auftragnehmer:  
Brenk Systemplanung GmbH (BS)

Dr. S. Thierfeldt  
Dipl.-Phys. G. Hoppe  
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.



Bundesamt für Strahlenschutz

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-132/18**

Bitte beziehen Sie sich beim Zitieren dieses Dokumentes immer auf folgende URN:  
**urn:nbn:de:0221-2018050314821**

Salzgitter, Mai 2018

**Überarbeitung der Strahlenschutzverordnung bzgl. der Regelungen zur Freigabe künstlicher radioaktiver Stoffe zur Umsetzung der neuen Euratom-Grundnormen in deutsches Recht – Konzept zur Umsetzung**  
**Bericht zu AP2**

BS-Projekt-Nr. 1406-05  
Forschungsvorhaben 3614R03520

erstellt im Auftrag des  
Bundesamtes für Strahlenschutz  
Neuherberg

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

20.07.2016

**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. S. Thierfeldt
- Dipl.-Phys. G. Hoppe
- Dr. R. Kunz
- Dr. O. 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**

Der vorliegende Bericht wurde im Rahmen des Forschungsvorhabens „Überarbeitung der Strahlenschutzverordnung bzgl. der Regelungen zur Freigabe künstlicher radioaktiver Stoffe zur Umsetzung der neuen Euratom-Grundnormen in deutsches Recht - Konzept zur Umsetzung“ (Förderkennzeichen 3614R03520) erstellt. Das Vorhaben bezieht sich auf die Fragen bzgl. des Zusammenwirkens der deutschen Freigaberegulungen, insbesondere der zweckgerichteten Freigabe (§ 29 Abs. 2 Nr. 2 StrlSchV), mit den in Anh. VII Tab. A Teil 1 der neuen Euratom-Grundnormen von 2013 enthaltenen Freigrenzen (im Folgenden als „neue Freigrenzen“ bezeichnet). Der vorliegende Bericht umfasst die Ergebnisse zu Arbeitspaket 2, welches sich auf weitere Untersuchungen zur Verträglichkeit der Freigrenzen der Euratom-Grundnormen mit bestehenden Werten für die Freigabe, insbesondere bzgl. der Werte zur uneingeschränkten Freigabe von Bauschutt, Bodenaushub und Bodenflächen (Anl. III Tab. 1 Sp. 6 und 7 StrlSchV) und der Werte zur Freigabe von Gebäuden zum Abriss (Anl. III Tab. 1 Sp. 10 StrlSchV) bezieht.

Der Bericht gliedert sich in zwei Teile, da die Szenarien für die Freigabe von Gebäuden und Bauschutt sowie die Szenarien für die Freigabe von Bodenflächen kerntechnischer Standorte jeweils eine getrennte Betrachtung erfordern.

Zunächst werden die radiologischen Modelle dargestellt, auf deren Basis

- die Freigabewerte für Bauschutt nach Anl. III Tab. 1 Sp. 6 StrlSchV, für Gebäude zur Folgenutzung oder zum Abriss nach Anl. III Tab. 1 Sp. 8 StrlSchV und für Gebäude zum Abriss nach Anl. III Tab. 1 Sp. 10 StrlSchV sowie
- die Freigabewerte für Bodenflächen nach Anl. III Tab. 1 Sp. 7 StrlSchV

hergeleitet wurden. Das Verständnis der Modelle stellt eine wesentliche Grundlage für die Bewertung der Möglichkeit der Ausschöpfung der Freigabewerte über große Massen dar. In diesem Zusammenhang wird auch auf typische Nuklidvektoren für Bauschutt, Bodenaushub, Bodenflächen und Gebäude kerntechnischer Anlagen und ihren Einfluss auf die Ausschöpfung von Freigabewerten eingegangen. Hieran schließt sich eine Diskussion der verfügbaren Messverfahren im Rahmen der Freigabe und des Einflusses dieser Messverfahren auf die Ausschöpfung der Freigabewerte an. Es ergibt sich, dass aufgrund des Zusammenwirkens der Anwendung von Nuklidvektoren, konservativer Kalibrierung bei der Anwendung der Messverfahren zur Freigabe und sonstigen Randbedingungen die Freigabewerte im Mittel immer zu weit weniger als 100 % ausgeschöpft werden können. Dieser letzte Aspekt wird allerdings in der weiteren Argumentation nicht belastet.

Den wesentlichen Teil der Darstellung nehmen die Prüfungen der Kompatibilität der Freigabewerte der Anl. III Tab. 1 Sp. 6, 8 und 10 StrlSchV sowie der Anl. III Tab. 1 Sp. 7 StrlSchV mit den neuen Freigrenzen bzw. Freigabewerten nach Anh. VII Tab. A Teil 1 der neuen EU-Grundnormen ein. Diese werden im Folgenden zur bessern Unterscheidung als „Freistellungswerte“ bezeichnet. Hierbei wird in folgenden Schritten vorgegangen:

1. Zunächst wird ermittelt, ob in einem der beiden jeweils zu vergleichenden Wertesätze Radionuklide fehlen und ob die Einbeziehung der Tochternuklide identisch erfolgte. Ist dies nicht der Fall, erfolgt eine entsprechend Ergänzung. Es folgt der direkte nuklidspezifische Vergleich der Freigabewerte aller einbezogenen Spalten aus Anl. III Tab. 1 StrlSchV mit den Freistellungswerten der EU-Grundnormen. Liegt der Freigabewert niedriger, ist die Kompatibilität für das betreffende Radionuklid gezeigt.
2. Andernfalls erfolgt die Berücksichtigung einer kurzen, technisch bzw. administrativ bedingten Zeitspanne, die mindestens zwischen Freigabemessung und Abgabe des Materials liegen muss. Diese beträgt für Bauschutt und Gebäude 3 Tage. Unterschreitet nach Berücksichtigung

des radioaktiven Zerfalls während dieser kurzen Zeitspanne die dann noch vorliegende Aktivität im Bauschutt bzw. Gebäude die Freistellungswerte, so ist die Kompatibilität der Wertesätze gezeigt. - Für Bodenflächen erübrigt sich dieser Schritt.

3. Im letzten Schritt werden die verbleibenden Nuklide einzeln diskutiert hinsichtlich ihrer Bedeutung in Kontamination oder Aktivierung in kerntechnischen Anlagen bzw. in radiochemischen Labors usw. in Industrie, Forschung oder Medizin. In vielen Fällen sind die Aktivitäten der Nuklide durch die Aktivität eines Schlüsselnuklids wie Co-60 oder Cs-137+ begrenzt, oder sie liegen nur in so geringen Bauschutt mengen bzw. kleinen Gebäudebereichen vor, dass sie für die Freigabe unbedeutend sind.

Bei Bauschutt und Gebäuden kann die Kompatibilität in den Schritten 1 und 2 für die überwiegende Zahl der Radionuklide gezeigt werden. Für 42 Radionuklide erfolgt eine Einzeldiskussion im Schritt 3. Hierbei ergibt sich ebenfalls vollständige Kompatibilität für alle Radionuklide bis auf den Wert in Anl. III Tab. 1 Sp. 6 StrlSchV (Bauschutt) für Cs-137+. Für Massen im Bereich einiger 1.000 Mg/a ergibt sich auch in diesem Fall Kompatibilität, so dass in der praktischen Anwendung kein Widerspruch zwischen dem Freigabewert nach Anl. III Tab. 1 Sp. 6 StrlSchV und der Freigrenze nach Anh. VII Tab. A der Euratom-Grundnormen besteht.

Bei Bodenflächen der Standorte ergibt sich für 110 der insgesamt betrachteten 113 Radionuklide bereits in Schritt 1 bzw. 2 Kompatibilität zwischen den Wertesätzen der Anl. III Tab. 1 Sp. 7 StrlSchV und den Freigrenzen bzw. Freigabewerten nach Anh. VII Tab. A Teil 1 der neuen EU-Grundnormen. Für die restlichen 3 Radionuklide erfolgen Einzelbetrachtungen, in deren Folge die Kompatibilität auch hierfür gezeigt wird.

Abschließend erfolgt eine Prüfung der Möglichkeit zur Zusammenfassung der Wertesätze von Anl. III Tab. 1 Sp. 6 und 7 StrlSchV, insbesondere im Hinblick auf die Anwendung der Werte nach Sp. 6 für Bodenaushub. Hierzu werden die verschiedenen Teile der jeweiligen radiologischen Modelle im Detail verglichen, insbesondere hinsichtlich der Schlüsselp Parameter wie Expositionszeit, Staubkonzentrationen, Expositionsgeometrien, radioökologische Pfade usw. Es zeigt sich, dass in jedem Fall die Anwendung der Freigabewerte nach Anl. III Tab. 1 Sp. 6 StrlSchV für Bodenaushub im Massenbereich bis einige 100 Mg möglich ist. Für Radionuklide, deren Freigabewerte über die externe Bestrahlung begrenzt sind, wäre die Anwendung der Freigabewerte nach Anl. III Tab. 1 Sp. 6 StrlSchV für Bodenaushub auch für größere Mengen gerechtfertigt. Für Radionuklide, deren Freigabewerte durch Szenarien der Sekundäringestion (Grund- und Oberflächenwasserpfad, Anbau direkt im Erdreich) begrenzt sind, ist dagegen die Anwendung der Freigabewerte nach Anl. III Tab. 1 Sp. 7 StrlSchV notwendig. Eine allgemeine Vereinheitlichung oder Zusammenführung der Wertesätze nach Anl. III Tab. 1 Sp. 6 und 7 StrlSchV ist dagegen nicht möglich.

Die Empfehlungen zur Vorgehensweise, die insgesamt aus diesem Vorhaben abgeleitet werden, lauten daher, keine Änderungen oder Einschränkungen der Freigabewerte nach Anl. III Tab. 1 Sp. 6, 7, 8 und 10 StrlSchV vorzunehmen, da insgesamt Kompatibilität zu den Freigrenzen bzw. Freigabewerten nach Anh. VII Tab. A Teil 1 der neuen EU-Grundnormen besteht, und die Trennung der Wertesätze für die Freigabe von Bauschutt und vergleichsweise geringen Mengen Bodenaushub (Sp. 6) und für die Freigabe ganzer Bodenflächen (Sp. 7) beizubehalten.

<b>Inhaltsverzeichnis:</b>	<b>Seite:</b>
<b>1. Einleitung .....</b>	<b>1</b>
<b>2. Zielstellung von AP2 des Vorhabens.....</b>	<b>2</b>
2.1 Hintergrund.....	2
2.2 Vorgehensweise.....	3
2.3 Umsetzung.....	6
<b>3. Radiologische Modelle für die Freigabe nach Anl. III Tab. 1 Sp. 6, 7, 8 und 10 StrlSchV.....</b>	<b>7</b>
3.1 Grundlagen .....	7
3.2 Radiologisches Modell für die Freigabewerte für Gebäude und Bauschutt.....	7
3.2.1 Szenarienübersicht.....	7
3.2.2 Freigabe von Gebäuden aus kerntechnischem Umgang für eine konventionelle Folgenutzung.....	8
3.2.3 Freigabe von Bauschutt und Gebäuden zum Abriss .....	13
3.2.4 Ergebnisse der Modellrechnungen in [THI 00] .....	25
3.3 Radiologisches Modell für die Freigabe von Bodenflächen von Standorten .....	31
3.3.1 Externe Bestrahlung.....	32
3.3.2 Inhalation.....	34
3.3.3 Ingestion kontaminierten Erdreichs .....	37
3.3.4 Ingestion von Radionukliden über Anbau von Pflanzen auf dem Standort .....	39
3.3.5 Ingestion von Radionukliden über den Grundwasserpfad .....	41
3.3.6 Ingestion von Radionukliden über den Oberflächenwasserpfad.....	44
3.3.7 Radon.....	46
3.3.8 Zusammenfassung .....	46
3.3.9 Ergebnisse der Modellrechnungen in [THI 99] .....	48
3.4 Typische Nuklidvektoren für Bauschutt, Bodenaushub, Bodenflächen und Gebäude und ihr Einfluss auf die Ausschöpfung von Freigabewerten.....	53
3.4.1 Überblick .....	53
3.4.2 Nuklidvektoren für Kernkraftwerke .....	54
3.4.3 Ergebnisse von Aktivierungsrechnungen.....	55
3.4.4 Nuklidvektoren aus Anlagen des Brennstoffkreislaufs.....	57
3.4.5 Auswirkung der festen Aktivitätsverhältnisse auf die Ausschöpfung von Freigabewerten.....	57
3.4.6 Zusammenfassung der Ergebnisse von den Betrachtungen zu Nuklidvektoren .....	58
3.5 Einfluss der Messverfahren auf die Ausschöpfung der Freigabewerte .....	58
3.5.1 Überblick .....	58
3.5.2 Einfluss der Kalibrierung der Messgeräte im Freimessverfahren auf die Ausschöpfung der Freigabewerte .....	59
3.5.3 Einfluss der Aktivitätsverteilung und der Dekontamination auf die Ausschöpfung der Freigabewerte .....	60
3.6 Ergänzung weiterer Radionuklide zur Einbeziehung in den Vergleich .....	61
<b>4. Regelungen für die Freigabe von Bauschutt und Bodenaushub sowie von Gebäuden in der StrlSchV .....</b>	<b>63</b>
4.1 Regelungen für Bauschutt.....	63
4.2 Regelungen für die uneingeschränkte Freigabe von Gebäuden .....	64
4.3 Regelungen für die Freigabe von Gebäuden zum Abriss.....	64
4.4 Regelungen für die Freigabe von Bodenflächen von Standorten.....	65
<b>5. Prüfung der Kompatibilität zwischen den Freigabewerten nach Anl. III Tab. 1 Sp. 6, 8 und 10 StrlSchV und den neuen Freigrenzen.....</b>	<b>67</b>
5.1 Schlussfolgerungen aus den Abschnitten 3 und 4.....	67

5.2	Beschreibung der Vorgehensweise .....	67
5.2.1	Vorgehensweise bei Stufe 1 des Vergleichs .....	67
5.2.2	Vorgehensweise bei Stufe 2 des Vergleichs .....	71
5.2.3	Vorgehensweise bei Stufe 3 des Vergleichs .....	72
5.3	Nuklidspezifischer Vergleich (Stufen 1 und 2).....	73
5.4	Diskussion von Einzelnukliden (Vergleich Stufe 3).....	85
5.4.1	Übersicht.....	85
5.4.2	Nuklidspezifische Einzelfallbetrachtung .....	89
5.4.3	Bedeutung von geringen Bauschutt mengen für das radiologische Modell.....	111
<b>6.</b>	<b>Prüfung der Kompatibilität zwischen den Freigabewerten nach Anl. III Tab. 1 Sp. 7 StrlSchV und den neuen Freigrenzen .....</b>	<b>113</b>
6.1	Schlussfolgerungen aus den Abschnitten 3 und 4.....	113
6.2	Beschreibung der Vorgehensweise .....	113
6.3	Nuklidspezifischer Vergleich.....	115
6.4	Diskussion von Einzelnukliden.....	118
6.4.1	Übersicht.....	118
6.4.2	Nuklidspezifische Einzelfallbetrachtung .....	119
<b>7.</b>	<b>Prüfung der Zusammenfassung der Wertesätze von Anl. III Tab. 1 Sp. 6 und 7 StrlSchV .....</b>	<b>121</b>
7.1	Hintergrund.....	121
7.2	Vergleich der zugrunde liegenden radiologischen Modelle.....	122
7.3	Anwendung der Wertesätze nach Anl. III Tab. 1 Sp. 6 und 7 StrlSchV .....	125
7.4	Ergebnis .....	126
<b>8.</b>	<b>Empfehlung zur Vorgehensweise .....</b>	<b>128</b>
8.1	Uneingeschränkte Freigabe von Bauschutt und Bodenaushub und zweckgerichtete Freigabe von Gebäuden .....	128
8.2	Freigabe von Bodenflächen .....	128
8.3	Zusammenführung der Wertesätze nach Anl. III Tab. 1 Sp. 6 und 7 StrlSchV .....	128
<b>9.</b>	<b>Literaturverzeichnis .....</b>	<b>130</b>
<b>A.</b>	<b>Anhang: Beispiel für Abbrandrechnungen .....</b>	<b>135</b>
<b>B.</b>	<b>Anhang: Auswirkungen der unterschiedlichen Sätze von Tochternukliden, die bei der Herleitung von Freigabewerten und Freigrenzen einbezogen wurden .....</b>	<b>137</b>
B.1	Gegenstand des Vergleichs .....	137
B.2	Gegenüberstellung der mit dem Mutternuklid vollständig abgedeckten Tochternuklide in SR 44, RP 89 und Anl. III Tab. 2 StrlSchV .....	138
B.3	Beiträge der Mutter- und Tochternuklide zu den Dosiskoeffizienten für externe Gamma-Bestrahlung.....	142
B.4	Beiträge der Mutter- und Tochternuklide zu den Dosiskoeffizienten für Ingestion und Inhalation .....	146
B.5	Ergebnis des Vergleichs.....	154

<b>Tabellenverzeichnis:</b>	<b>Seite:</b>
Tabelle 3.1:	Gebäudefolgenutzung: Parameter für den Expositionspfad externe Bestrahlung ..... 9
Tabelle 3.2:	Gebäudefolgenutzung: Parameter für das Inhalationsszenario ..... 11
Tabelle 3.3:	Gebäudefolgenutzung: Parameter für das Ingestionsszenario..... 12
Tabelle 3.4:	Gebäudefolgenutzung: Parameter für das Szenario zur Hautdosis ..... 13
Tabelle 3.5:	Bauschutt und Gebäude zum Abriss: Parameter für die Szenarien zur externen Bestrahlung ..... 16
Tabelle 3.6:	Bauschutt und Gebäude zum Abriss: Parameter für die Szenarien zur Inhalation..... 19
Tabelle 3.7:	Bauschutt und Gebäude zum Abriss: Parameter für die Szenarien zur Ingestion ..... 23
Tabelle 3.8:	Bauschutt und Gebäude zum Abriss: Parameter für die Hautdosis..... 25
Tabelle 3.9:	Dosisberechnungen für die Szenarien zur Folgenutzung der Gebäude, in $(\mu\text{Sv/a})/(\text{Bq}/\text{cm}^2)$ [THI 00]..... 25
Tabelle 3.10:	Dosisberechnungen (flächenbezogen) für die Szenarien zum Gebäudeabriss und zur anschließenden Rezyklisierung des Bauschutts, in $(\mu\text{Sv/a})/(\text{Bq}/\text{cm}^2)$ [THI 00] ..... 25
Tabelle 3.11:	Abgeleitete Freigabewerte für Gebäude und Bauschutt [THI 00]..... 26
Tabelle 3.12:	Parameter für die Szenarien 1.1 und 1.2: Bauarbeiter, externe Bestrahlung..... 33
Tabelle 3.13:	Parameter für die Szenarien 2, 3 und 4: alle Altersgruppen, externe Bestrahlung ..... 34
Tabelle 3.14:	Übersicht 1 zu den Szenarien zur Staubinhalation..... 36
Tabelle 3.15:	Übersicht 2 zu den für alle Altersklassen gleichartigen Szenarien zur Staubinhalation ..... 37
Tabelle 3.16:	Übersicht über die Szenarien zur Ingestion von Erdreich..... 39
Tabelle 3.17:	Verzehrmengen für Gemüse, Obst, Milch und Fleisch für die verschiedenen Altersklassen zu den Szenarien 19.1 bis 19.6 ..... 40
Tabelle 3.18:	Nahrungsmittelverzehr aus eigenem Anbau für die Szenarien 20.1 bis 20.6..... 44
Tabelle 3.19:	Übersicht über die Gewässerklassen des Oberflächengewässers und zugeordnete Nutzungspfade ..... 46
Tabelle 3.20:	Zusammenfassung der Szenarien bei den einzelnen Nutzungsarten..... 47
Tabelle 3.21:	Zusammenfassung der Dosisberechnungen und Vorschläge für Freigabewerte auf der Basis einer Individualdosis von $10 \mu\text{Sv/a}$ für die verschiedenen Nutzungsarten..... 48
Tabelle 3.22:	Beispiele möglicher Nuklidvektoren aus Kernkraftwerken im Rückbau – Angabe der Aktivitätsanteile in % [DIN 15] ..... 55
Tabelle 3.23:	Nuklidvektor in der Aktivierung für ein typisches Material das RDB in Konvoi-Anlagen als Funktion der Zeit [CRA 11] ..... 56
Tabelle 3.24:	Beispiele für Nuklidvektoren einer Wiederaufarbeitungsanlage – Angabe der Aktivitätsanteile in % [DIN 13] ..... 57
Tabelle 3.25:	Neu berechnete Freigabewerte für Si-32, Ca-41, Ba-133 und Ac-227+ als Ergänzung für Anl. III Tab. 1 Sp. 6, 8 und 10 StrlSchV ..... 62
Tabelle 5.1:	Nuklidspezifischer Vergleich (Stufen 1 und 2) der Freigabewerte (FGW) nach Anl. III Tab. 1 Sp. 6, 8 und 10 StrlSchV mit den Freistellungswerten (FSW) nach Anh. VII Tab. A Euratom-Grundnormen („neue Freigrenzen“) ..... 74
Tabelle 5.2:	Vergleich der Freigabewerte (FGW) nach Anl. III Tab. 1 Sp. 6, 8 und 10 StrlSchV mit den Freistellungswerten (FSW) nach Anh. VII Tab. A Euratom-Grundnormen für die nach Stufe 1 und 2 des Vergleichs nicht abgedeckten Nuklide ..... 86
Tabelle 6.1:	Nuklidspezifischer Vergleich der Freigabewerte (FGW) nach Anl. III Tab. 1 Sp. 7 StrlSchV mit den Freistellungswerten (FSW) nach Anh. VII Tab. A Euratom-Grundnormen („neue Freigrenzen“) ..... 116

Tabelle 6.2:	Vergleich der Freigabewerte (FGW) nach Anl. III Tab. 1 Sp. 7 StrlSchV mit den Freistellungswerten (FSW) nach Anh. VII Tab. A Euratom-Grundnormen („neue Freigrenzen“) für die formal nicht abgedeckten Nuklide.....	119
Tabelle 7.1:	Vergleich der wesentlichen Kenngrößen der Modelle, auf deren Basis die Freigabewerte nach Anl. III Tab. 1 Sp. 6 und 7 StrlSchV hergeleitet wurden.....	123
Tabelle 7.2:	Vergleich der Freigabewerte in Anl. III Tab. 1 Sp. 6 und 7 StrlSchV für Radionuklide, die durch Szenarien der externen Bestrahlung bestimmt sind .....	125
Tabelle A.1:	Aktivitäten der alphastrahlenden Nuklide in Bq in einem BE mit 25 GWd/Mg Abbrand und verschiedenen Abklingzeiten (BE = Brennelement) .....	135
Tabelle B.1:	Vergleich der Sätze von Tochternukliden in Anl. III Tab. 2 StrlSchV, RP 113/114 und [THI 00] .....	138
Tabelle B.2:	Anteil der Mutter- und Tochternuklide an den Dosiskoeffizienten für externe Gamma-Bestrahlung (am Beispiel der Expositionsgeometrie „Raum mit Metallwänden“)......	142
Tabelle B.3:	Anteil der Mutter- und Tochternuklide am Dosiskoeffizienten für Inhalation (Altersgruppe der Erwachsenen).....	146
Tabelle B.4:	Anteil der Mutter- und Tochternuklide am Dosiskoeffizienten für Ingestion (Altersgruppe der Erwachsenen).....	150

**Abbildungsverzeichnis:**

Seite:

Abbildung 2-1:	Schema zur Verdeutlichung der Abklingzeit $T_{\text{Abkling}}$ in Stufe 2 des Vergleichs .....	5
Abbildung 3-1:	Optionen zur Rezyklierung, Wiederverwendung und Beseitigung für freigegebene Gebäude und Bauschutt [THI 00] .....	8
Abbildung 3-2:	Dosisleistung als Funktion der Photonenenergie für einen Aufpunkt 1 m über einem halbbunendlichen Bodenvolumen [CHE 91] .....	17
Abbildung 3-3:	Schematische Darstellung des Transports der Aktivität aus einer Deponie zu einem Privatbrunnen; $v_G = k_f \cdot dh/dl$ .....	21
Abbildung 3-4:	Modellannahmen für die Ausbreitung der Nuklide über den Wasserpfad .....	42
Abbildung 3-5:	Typischer Verlauf der Nuklidkonzentration im Grundwasserleiter als Funktion des Ortes zu Zeitpunkten: a) Beginn, b) während und c) nach Nuklidübertritt vom Boden ins Grundwasser. (willkürliche Einheiten; Ausdehnung kontaminierte Fläche 0 bis 100).....	43
Abbildung 3-6:	Schematische Darstellung der betrachteten Expositionspfade bei der radiologischen Modellierung der Standortfreigabe .....	47

## **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 Regelungen zur Freigabe künstlicher radioaktiver Stoffe zur Umsetzung der neuen Euratom-Grundnormen in deutsches Recht - Konzept zur Umsetzung“ (Förderkennzeichen 3614R03520) beauftragt. Das Vorhaben bezieht sich insbesondere auf die Fragen bzgl. des Zusammenwirkens der deutschen Freigaberegulungen, insbesondere der zweckgerichteten Freigabe (§ 29 Abs. 2 Nr. 2 StrlSchV), mit den in den Euratom-Grundnormen [EUR 14] enthaltenen Freigrenzen.

Dieses Vorhaben gliedert sich in folgende Arbeitspakete:

AP1: Prüfung der Freigabewerte der Anlage III Tabelle 1 Spalte 10a StrlSchV zur Metallrecycling auf Konsistenz mit den neuen Freigrenzen der Euratom-Grundnormen;

AP2: Weitere Untersuchungen zur Verträglichkeit der Freigrenzen der Euratom-Grundnormen mit bestehenden Werten für die Freigabe unterteilt in

- AP2.1: Werte zur uneingeschränkten Freigabe bezogen auf
  - AP2.1.1 Bauschutt und Bodenaushub von mehr als 1.000 t/a (Anlage III Tabelle 1 Spalte 6 StrlSchV),
  - AP2.1.2 Bodenflächen (Anlage III Tabelle 1 Spalte 7 StrlSchV) und
  - AP2.1.3 Gebäude zur Wieder- oder Weiterverwendung (Anlage III Tabelle 1 Spalte 8 StrlSchV) sowie in
- AP2.2: Werte zur Freigabe von Gebäuden zum Abriss (Anlage III Tabelle 1 Spalte 10 StrlSchV)

AP3: Freigabe von Flüssigkeiten, insbesondere zur Entwicklung abdeckender Szenarien für Flüssigkeiten und zum Vergleich der neu entwickelten abdeckenden Freigabewerte für die Freigabe von Flüssigkeiten mit den Freigrenzen der Euratom-Grundnormen.

Der vorliegende Bericht stellt den Bericht zu AP2 dar. Er umfasst die Freigabewerte für Bauschutt, Gebäude und Bodenflächen von Standorten. Weitere eigenständige Berichte existieren zu AP1 und AP3.

## 2. ZIELSTELLUNG VON AP2 DES VORHABENS

### 2.1 Hintergrund

Die Zielstellung des zweiten Arbeitspakets des Forschungsvorhabens „Überarbeitung der Strahlenschutzverordnung bzgl. der Regelungen zur Freigabe künstlicher radioaktiver Stoffe zur Umsetzung der neuen Euratom-Grundnormen in deutsches Recht - Konzept zur Umsetzung“ besteht in der Prüfung der Freigabewerte der Anl. III Tab. 1 Spalten 6, 7, 8 und 10 StrlSchV zur uneingeschränkten Freigabe von Bauschutt und Bodenaushub, von Bodenflächen und von Gebäuden zur Wieder- oder Weiterverwendung sowie zur zweckgerichteten Freigabe von Gebäuden zum Abriss auf Konsistenz mit den neuen Freigrenzen der neuen Euratom-Grundnormen [EUR 14]. Hierunter ist folgendes zu verstehen:

- In den gegenwärtigen Regelungen (Basis: StrlSchV in der Fassung von 2011) existieren ein Satz massenbezogener Freigrenzen (vgl. Anl. III Tab. 1 Sp. 3 StrlSchV) sowie verschiedene Sätze massen- bzw. flächenbezogener Freigabewerte (vgl. Anl. III Tab. 1 Sp. 5, 6, 7, 8, 9a – 9d, 10, 10a StrlSchV) für die uneingeschränkte Freigabe von festen und flüssigen Stoffen, Bauschutt und Bodenaushub von mehr als 1.000 t/a, Bodenflächen und Gebäuden zur Wieder- oder Weiterverwendung sowie zur Freigabe von Abfällen zur Beseitigung (Deponien, Verbrennungsanlagen), Gebäuden zum Abriss und metallischen Reststoffen zur Rezyklierung (Einschmelzen).
- Diese Freigabewerte sind für jedes Nuklid kleiner oder gleich den Werten der Freigrenzen. Material, das unter Einhaltung der Freigabewerte freigegeben wird, hält somit automatisch auch die Freigrenzen ein. Jeglicher Umgang mit diesem Material kann somit per se nicht in eine Genehmigungsbedürftigkeit nach § 7 StrlSchV fallen, ebenso wäre der Fund oder die Erlangung der tatsächlichen Gewalt über dieses Material im Sinne von § 71 StrlSchV ebenfalls nicht mitteilungs pflichtig.
- Mit der Änderung der StrlSchV in dem Sinne, dass die in den neuen Euratom-Grundnormen verrechtlichten Werte der Freigrenzen nach Anhang VII Tabelle A („neue Freigrenzen“) nun – zumindest für bestimmte Regelungen – die Rolle der bisherigen Freigrenzen nach Anl. III Tab. 1 Sp. 3 StrlSchV übernehmen werden, ist zu prüfen, ob die paradoxe Situation entstehen könnte, dass freigegebenes Material die neuen Freigrenzen überschreiten und dass daraus eine Genehmigungs- oder Anzeigepflicht gefolgert werden könnte.
- Hierbei ist nicht allein von der Papierlage auszugehen, d. h. es sind nicht allein die Freigabewerte – z. B. diejenigen nach Anl. III Tab. 1 Sp. 6, 7, 8 und 10 StrlSchV – mit den neuen Freigrenzen nach Anh. VII Tab. A der Euratom-Grundnormen zu vergleichen, da es bei den Fragestellungen einer evtl. Genehmigungsnotwendigkeit nach § 7 StrlSchV oder der Frage bzgl. Fund oder Erlangung der tatsächlichen Gewalt im Sinne von § 71 StrlSchV nicht um die theoretisch möglichen, sondern um die tatsächliche, in der Praxis auftretende Aktivitäten geht.
- In diesem Zusammenhang wird im vorliegenden Bericht eine Vorgehensweise entwickelt und angewendet, welche die tatsächliche, maximal mögliche Aktivität der in Frage stehenden Materialien oder Gebäude, ausgehend von der real möglichen Aktivität zum Zeitpunkt einer Freigabe, bis hin zu den bei einer Deponierung, Rezyklierung oder Verwendung vorliegenden Aktivitäten, abschätzt. Erst diese Werte werden dann – unter Berücksichtigung der Summenformel nach Anh. VII Nr. 2 Buchst. d Euratom-Grundnormen – mit den neuen Freigrenzen verglichen. Hierzu ist die Analyse des radiologischen Modells notwendig, das der Herleitung der Freigabewerte zugrunde lag.

## 2.2 Vorgehensweise

Die in Abschnitt 2.1 abstrakt skizzierte Vorgehensweise wird zunächst nachfolgend für die uneingeschränkte bzw. zweckgerichtete Freigabe von Bauschutt und Bodenaushub von mehr als 1.000 t/a sowie von Gebäuden zur Wieder- oder Weiterverwendung und zum Abriss unter Anwendung der jeweils zugeordneten Freigabewerte nach Anl. III Tab. 1 Sp. 6, 8 und 10 StrlSchV erläutert.

Das Ziel dieses Berichts ist die Untersuchung, ob durch die uneingeschränkte bzw. zweckgerichtete Freigabe von Bauschutt, Bodenaushub oder Gebäuden unter Anwendung der Freigabewerte nach Anl. III Tab. 1 Sp. 6, 8 und 10 StrlSchV die neuen Freigrenzen gem. Anh. VII Tab. A Euratom-Grundnormen überschritten werden könnten.

Betrachtet werden sämtliche Einzelnuclide und Zerfallsreihen, für die entweder in Anh. VII Tab. A Euratom-Grundnormen eine neue Freigrenze oder in mindestens einer der Spalten aus Anl. III Tab. 1 Sp. 6, 8 und 10 StrlSchV ein Freigabewert angegeben wird. Zusätzlich wird aufgrund seiner potentiellen radiologischen Relevanz beim Rückbau von kerntechnischen Anlagen das Radionuklid Ca-41 berücksichtigt. Die Untersuchung erfolgt dann im Rahmen eines mehrstufigen Vergleichs:

- Stufe 1: Soweit erforderlich, werden zunächst in einem ersten Schritt fehlende Freigrenzen und/oder Freigabewerte für die betrachteten Einzelnuclide und Zerfallsreihen in geeigneter Weise ergänzt (vgl. Abschnitte 5.2.1 und 5.3):
  - Fehlende Freigrenzen werden entweder durch die gerundeten Werte der in [THI 15] berechneten Freigrenzen für große Massen (vgl. [THI 15], Tabelle 2.5) oder – falls in [THI 15] nicht ermittelt – durch auf Basis gegebener neuer Freigrenzen für zugeordnete Zerfallsreihen oder Mutternuclide mittels Plausibilitätsüberlegungen abgeschätzte Schranken komplettiert.
  - Fehlende Freigabewerte werden durch die entsprechenden in [THI 00] für Radionuklide hergeleiteten Freigabewerte (vgl. [THI 00], Tabelle 5.1) oder – sofern in [THI 00] nicht betrachtet – durch auf Basis vorhandener assoziierter Freigabewerte (z. B. Freigabewert der zugeordneten Zerfallsreihen oder des Mutternuclids, Freigabewert aus einer anderen Spalte von Anl. III Tab. 1 StrlSchV) mittels Plausibilitätsüberlegungen abgeschätzte Begrenzungswerte vervollständigt.

Anschließend werden in einem zweiten Schritt die verschiedenen Wertesätze unmittelbar miteinander verglichen. Dazu werden für jedes der betrachteten Einzelnuclide und Zerfallsreihen die nuklidspezifischen Verhältnisse FGW/FSW jeweils separat zwischen den einzelnen Freigabewerten (FGW) nach Anl. III Tab. 1 Sp. 6, 8 und 10 StrlSchV und dem Freistellungswert (FSW, neue Freigrenze) gem. Anh. VII Tab. A Euratom-Grundnormen gebildet. Ist das Verhältnis  $FGW/FSW \leq 1$ , so ist der entsprechende Freigabewert mit der neuen Freigrenze kompatibel und der Vergleich wird abgeschlossen. Andernfalls wird der Vergleich auf die Stufe 2 ausgeweitet.

- Stufe 2: In der Praxis kann im Zusammenhang mit den hier betrachteten Freigabewerten nach Anl. III Tab. 1 Sp. 6, 8 und 10 StrlSchV davon ausgegangen werden, dass in Abhängigkeit vom Freigabezweck der betroffenen Materialien bzw. Gebäude zwischen dem Zeitpunkt der durchgeführten Messung bis zum Zeitpunkt der konkreten Freigabe eine gewisse Zeitspanne liegt. Dies hat insbesondere für kurzlebige Radionuklide zur Folge, dass deren Aktivität in dieser Zeitspanne merklich abklingen kann und die tatsächliche Aktivität zum Freigabezeitpunkt gegenüber der zum Messzeitpunkt deutlich geringer ist.

Von diesem realen Abklingverhalten wird im Rahmen der Stufe 2 des Vergleichs zum Nachweis der Kompatibilität der Freigabewerte nach Anl. III Tab. 1 Sp. 6, 8 und 10 StrlSchV mit den neuen Freigrenzen Gebrauch gemacht. Folgende Abklingzeiten  $T_{\text{Abkling}}$  werden verwendet:

- Abklingzeit bezüglich der Freigabewerte für uneingeschränkte Freigabe von Bauschutt oder Bodenaushub von mehr als 1000 Mg/a nach Anl. III Tab. 1 Sp. 6 StrlSchV: 3 Tage,

- Abklingzeit bezüglich der Freigabewerte für uneingeschränkte Freigabe von Gebäuden zur Wieder-, Weiterverwendung nach Anl. III Tab. 1 Sp. 8 StrlSchV: 3 Tage,
- Abklingzeit bezüglich der Freigabewerte für zweckgerichteten Freigabe von Gebäuden zum Abriss nach Anl. III Tab. 1 Sp. 10 StrlSchV: 3 Tage.

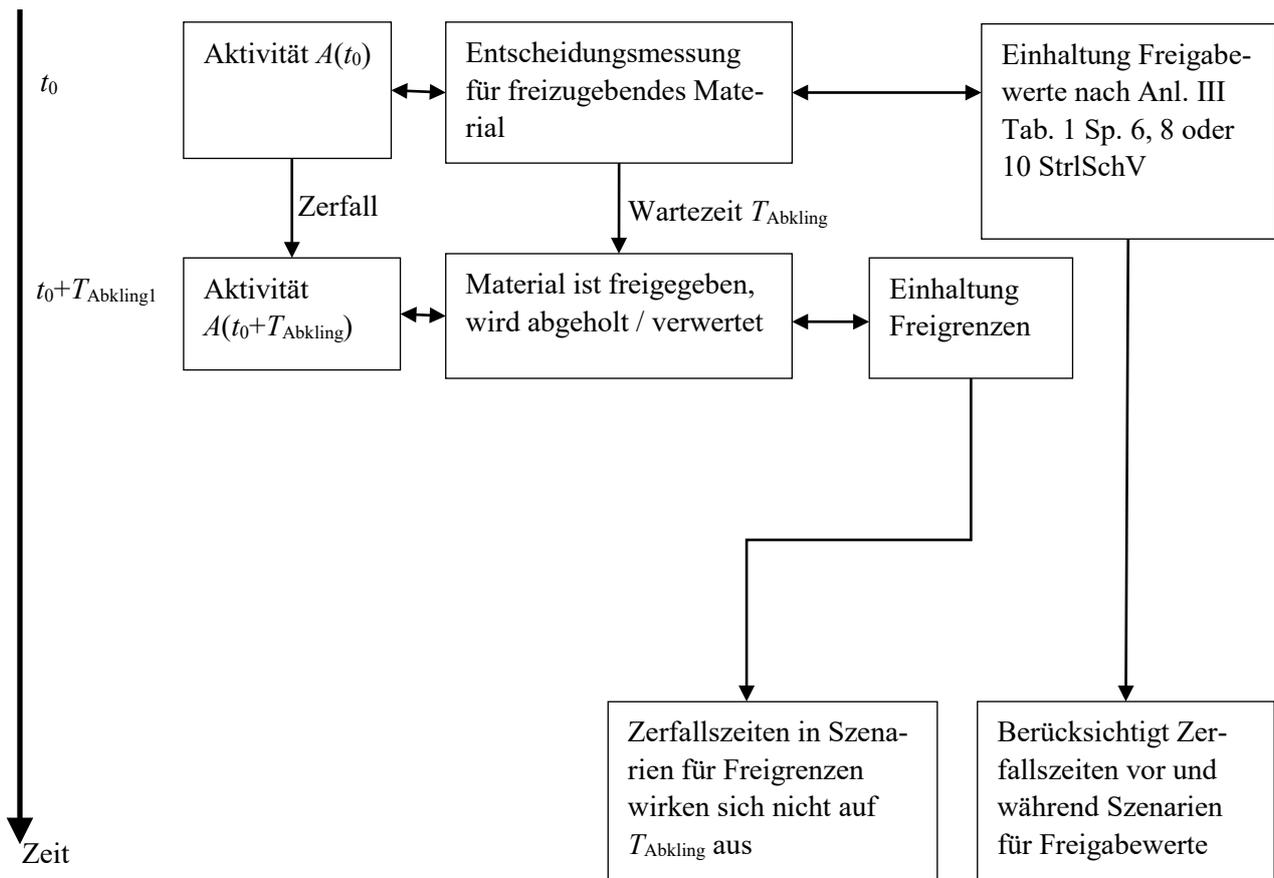
Der Zeitraum von 3 Tagen für die beiden Optionen der uneingeschränkten Freigabe trägt der Tatsache Rechnung, dass nach einer erfolgten Entscheidungsmessung zur Freigabe, in welcher die Einhaltung der Freigabewerte festgestellt wird, zunächst eine gewisse Zeit vergeht,

- bis der Strahlenschutzbeauftragte nach § 33 Abs. 1 StrlSchV nach Vorliegen der Messergebnisse die Einhaltung der Vorschriften des § 29 Abs. 2 StrlSchV geprüft hat,
- bis die Behörde der Abgabe des Materials zugestimmt hat und
- bis das Material (Bauschutt oder Bodenaushub) vom Verwerter abgeholt wird und es einer Verwertung zugeführt wird.

Bei der Freigabe zum Abriss vergeht zwischen der Durchführung der Entscheidungsmessungen zur Freigabe in allen Bereichen des Gebäudes und dem Abschluss des Freigabeverfahrens, welcher erst durch den Abriss des Gebäudes gegeben ist, ein Zeitraum bei kleinen Gebäuden (einzelne Räume, Anbauten usw.) von mehreren Wochen, bei größeren Gebäuden etwa von Kernkraftwerken oder anderen Anlagen des Brennstoffkreislaufs von viele Monaten. Erst dann gelangt der entstandene Bauschutt zur Verwertung. Im vorliegenden Fall wurde dennoch sehr konservativ ein Zeitraum von lediglich 3 Tagen angesetzt, um auch sehr kleine Abrissmaßnahmen durch eine abdeckend kurze Abklingzeit zu beschreiben.

Hierbei ist zu beachten, dass die hier verwendeten Abklingzeiten zwischen Ende der Messungen und Beginn der Verwertungs- oder Beseitigungsszenarien nichts zu tun haben mit den Abklingzeiten, die in den radiologischen Szenarien in RP 113 [EUR 00] bzw. RP 114 [EUR 00B] einbezogen wurden. Die Verwendung des Abklingzeitraums  $T_{\text{Abkling}}$  soll durch Abbildung 2-1 schematisch verdeutlicht werden. Die Entscheidungsmessung erfolgt zu einem Zeitpunkt  $t_0$ , an dem die Freigabewerte nach Anl. III Tab. 1 Sp. 6, 8 oder 10 StrlSchV eingehalten werden. Bei der Herleitung dieser Freigabewerte wurden zwar Zerfallszeiten vor und während der jeweiligen Szenarien berücksichtigt, diese hängen jedoch nicht mit dem hier verwendeten Abklingzeitraum  $T_{\text{Abkling}}$  zusammen. Zum Zeitpunkt  $t_0$  der Entscheidungsmessung ergibt sich somit eine Aktivität  $A(t_0)$  des freizugebenden Materials. Wie oben beschrieben kann die tatsächliche Freigabe und darauf folgende Abholung des Materials (bzw. Folgenutzung) erst nach dem Zeitraum  $T_{\text{Abkling}}$  stattfinden. Erst zu diesem Zeitpunkt  $t_0 + T_{\text{Abkling}}$  kann eine Situation auftreten, in der die Anwendung der Freigrenzen relevant wird. Dann hat sich die Aktivität auf einen Wert  $A(t_0 + T_{\text{Abkling}}) = A(t_0) \cdot f_{\text{Abkling}}$  reduziert. Die Zerfallszeiten, die in vor einigen Szenarien bei der Herleitung der Freigrenzen berücksichtigt werden, sind vollständig unabhängig vom Zeitraum  $T_{\text{Abkling}}$  und werden auch nicht von der Wahl von  $T_{\text{Abkling}}$  beeinflusst.

Abbildung 2-1: Schema zur Verdeutlichung der Abklingzeit  $T_{\text{Abkling}}$  in Stufe 2 des Vergleichs



Bezeichnet  $T_{1/2}$  die Halbwertszeit eines betrachteten Radionuklids, so ergibt sich dessen Abklingfaktor  $f_{\text{Abkling}}$  zur Abklingzeit  $T_{\text{Abkling}}$  aus der folgenden Beziehung

$$f_{\text{Abkling}} = \exp\left(\frac{-\ln(2) \cdot T_{\text{Abkling}}}{T_{1/2}}\right) \quad (\text{G 2-1})$$

Gilt in Bezug auf ein Einzelnuklid oder eine Zerfallsreihe für das Verhältnis FGW/FSW eines Freigabewert (FGW) nach Anl. III Tab. 1 Sp. 6, 8 oder 10 StrlSchV zum Freistellungswert (FSW, neue Freigrenze) gem. Anh. VII Tab. A Euratom-Grundnormen, multipliziert mit dem Abklingfaktor  $f_{\text{Abkling}}$  die Bedingung

$$\frac{f_{\text{Abkling}} \cdot \text{FGW}}{\text{FSW}} \leq 1 \quad (\text{G 2-2})$$

so ist dieser Freigabewert mit der neuen Freigrenze kompatibel und der Vergleich wird abgeschlossen. Ist diese Bedingung nicht erfüllt, erfolgt eine detaillierte Einzelfallbetrachtung des betroffenen Radionuklids im Rahmen der Stufe 3 des hier durchgeführten Vergleichs.

- Stufe 3:

In kerntechnischen Anlagen sind die Aktivitäten vieler Radionuklide aufgrund der Bildungsmechanismen mit den Aktivitäten von sog. Schlüsselnucliden korreliert. Sie können daher nicht beliebig hohe Werte annehmen. Dieser Umstand wird in der Betrachtung von Einzelnukliden in der 3. Stufe berücksichtigt. Die Ausschöpfung der nuklidspezifisch angegebenen Freigabewerte nach Anl. III Tab. 1 Sp. 6, 8 und 10 StrlSchV (bis auf wenige, klar definierte Ausnahmen) jeweils für sich genommen ist in diesen Fällen nicht möglich.

Das folgende Beispiel verdeutlicht den Einfluss von Nuklidvektoren:

- Beispiel: für die Anwendung von Freigabewerten nach Anl. III Tab. 1 Sp. 6 StrlSchV: Wenn ein Nuklidvektor mit Aktivitätsanteilen von 20 % Co-60 und 80 % Ni-63 vorliegt, so kann der hohe Freigabewert von Ni-63 von 300 Bq/g nie ausgeschöpft werden, da der weitaus niedrigere Freigabewert von Co-60 von 0,09 Bq/g führend ist. Die Freigabe kann erfolgen, wenn Co-60 und Ni-63 Aktivitäten von 0,09 Bq/g und 0,36 Bq/g aufweisen. Ni-63 schöpft den Freigabewert somit nur zu weit weniger als 1 % aus.
- Der Einfluss von Nuklidvektoren wird in der Bewertung in Abschnitt 5 ebenfalls berücksichtigt.

Durch diesen mehrstufigen Vergleich wird zuletzt ermittelt, bei welchen Radionukliden ein möglicher Konflikt vorliegen könnte.

Eine ganz analoge Vorgehensweise erfolgt für die Freigabewerte für Bodenflächen von Standorten kerntechnischer Anlagen gem. Anl. III Tab. 1 Sp. 7 StrlSchV.

### **2.3 Umsetzung**

Die im obigen Abschnitt 2.2 skizzierte Vorgehensweise im Hinblick auf die hier durchgeführte Untersuchung, ob bei der uneingeschränkten oder zweckgerichteten Freigabe von Bauschutt, Bodenaushub und Gebäuden unter Anwendung der Freigabewerte nach Anl. III Tab. 1 Sp. 6, 8 und 10 StrlSchV ein Konflikt mit den neuen Freigrenzen nach Anh. VII Tab. A Euratom-Grundnormen auftreten könnte, wird im vorliegenden Bericht wie folgt umgesetzt:

- In Abschnitt 3 werden die wesentlichen Teile der radiologischen Modelle zur Herleitung der Freigabewerte nach Anl. III Tab. 1 Sp. 6, 8 und 10 StrlSchV für Bauschutt und Gebäude sowie nach Anl. III Tab. 1 Sp. 7 StrlSchV für Bodenflächen des Standorts dargestellt.
- Abschnitt 4 führt die Regelungen der StrlSchV auf, die für die Anwendung der Freigabewerte nach Anl. III Tab. 1 Sp. 6, 7, 8 und 10 StrlSchV gelten. Diese werden für die nachfolgende Bewertung bei jeder Freigabe als erfüllt unterstellt.
- Abschnitt 5 stellt die Prüfung der Kompatibilität zwischen den Freigabewerten nach Anl. III Tab. 1 Sp. 6, 8 und 10 StrlSchV für Bauschutt und Gebäude dar.
- Abschnitt 6 beinhaltet die analoge Prüfung der Kompatibilität für die Freigabewerte nach Anl. III Tab. 1 Sp. 7 StrlSchV.
- Abschnitt 7 befasst sich mit der Frage, ob eine Möglichkeit besteht, die beiden Sätze von Freigabewerten für Bodenaushub gem. Anl. III Tab. 1 Sp. 6 StrlSchV und für Bodenflächen von Standorten gem. Anl. III Tab. 1 Sp. 7 StrlSchV zu vereinheitlichen.
- Abschnitt 8 gibt abschließend eine Empfehlung zur Vorgehensweise bzgl. der uneingeschränkten und zweckgerichteten Freigabe von Bauschutt, Gebäuden und Bodenflächen im Hinblick auf die Umsetzung der neuen Strahlenschutz-Grundnormen bei der Novellierung der StrlSchV.

### **3. RADIOLOGISCHE MODELLE FÜR DIE FREIGABE NACH ANL. III TAB. 1 SP. 6, 7, 8 UND 10 STRLSCHV**

#### **3.1 Grundlagen**

Die Freigabewerte der Anl. III Tab. 1 Sp. 6, 8 und 10 StrlSchV wurden in den folgenden Berichten dargestellt und begründet:

- RP 113: Recommended radiological protection criteria for the clearance of buildings and building rubble from the dismantling of nuclear installations [EUR 00],
- RP 114: Definition of clearance levels for the release of radioactively contaminated buildings and building rubble [EUR 00B],
- Freigabe von Gebäuden und Bauschutt aus kerntechnischem Umgang [THI 00].

Für die Freigabewerte nach Anl. III Tab. 1 Sp. 7 StrlSchV liegt der folgende Bericht vor.

- Stilllegung von Kernanlagen - Freigabe von Bodenflächen kerntechnischer Standorte [THI 99].

In den folgenden Unterabschnitten sind wesentliche Teile des radiologischen Modells wiedergegeben, die für das Verständnis der in den Abschnitten 5 und 6 durchgeführten Vergleiche notwendig sind. Auf eine mögliche Vereinheitlichung von Modellansätzen und somit den Wertesätzen der Anl. III Tab. 1 Sp. 6 und 7 StrlSchV wird in Abschnitt 7 eingegangen.

#### **3.2 Radiologisches Modell für die Freigabewerte für Gebäude und Bauschutt**

##### **3.2.1 Szenarienübersicht**

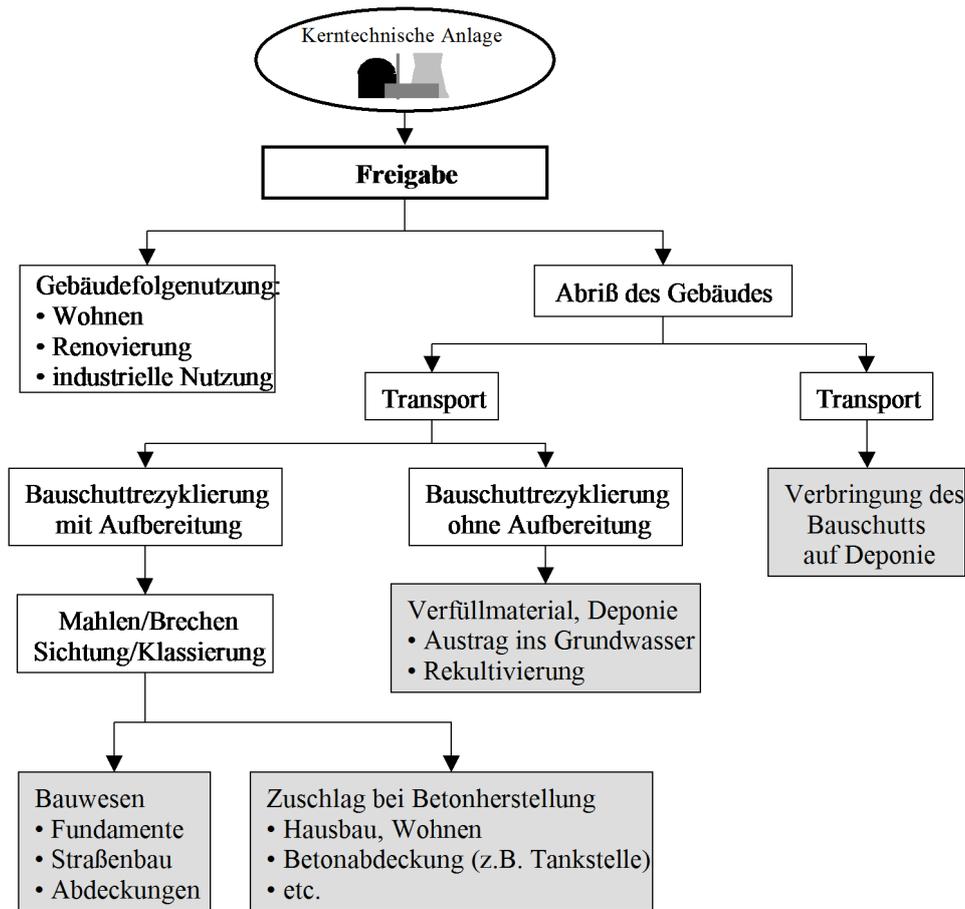
Grundlage der Betrachtungen ist die Tatsache, dass nach der Beendigung des genehmigten Umgangs in einer kerntechnischen Einrichtung das Gebäude einer Wiederverwendung zugeführt bzw. der Bauschutt nach Abriss rezykliert oder (zumindest zum Teil) deponiert werden muss. Das Modell wird in [THI 00] zusammenfassend aus der Darstellung aus [EUR 00B] beschrieben. Im Folgenden wird das Modell auf dieser Basis in verkürzter Form dargestellt. Generell wird im Modell zwischen den Möglichkeiten unterschieden:

1. Folgenutzung des Gebäudes, d. h. Freigabe an der stehenden Gebäudestruktur zur anschließenden Wiederverwendung;
2. Abriss des Gebäudes nach erfolgter Freigabe, d. h. Freigabe ebenfalls an der stehenden Gebäudestruktur, jedoch mit der Notwendigkeit des anschließenden Abrisses ohne vorherige Nutzung;
3. Abriss des Gebäudes vor erfolgter Freigabe, d. h. Freigabe des dabei anfallenden Bauschutts.

Typischerweise sind die kritischen Szenarien durch große Materialmengen gekennzeichnet, die an einem Ort zusammenkommen und dort für eine längere Zeit verbleiben. Dies wurde im Modell speziell im Hinblick auf den Rückbau von Kernkraftwerken berücksichtigt. Alle Überlegungen gelten jedoch auch für andere kerntechnische Anlagen sowie für Labore usw., in denen ein Umgang mit Radionukliden stattfand. Es wurde im Modell in vollem Umfang berücksichtigt, dass die Kontamination auf Gebäudeoberflächen nur oberflächlich mit einer gewissen Eindringtiefe vorliegt.

Das gesamte Modell ist in Abbildung 3-1 wiedergegeben. Die folgenden Abschnitte beschreiben zunächst die Exposition durch das wieder genutzte Gebäude (Abschnitt 3.2.2, linker Ast in Abbildung 3-1) und anschließend durch die Freigabe von Gebäuden zum Abriss sowie für den direkt freigegebenen Bauschutt (Abschnitt 3.2.3, rechter Ast in Abbildung 3-1).

Abbildung 3-1: Optionen zur Rezyklierung, Wiederverwendung und Beseitigung für freigegebene Gebäude und Bauschutt [THI 00]



### 3.2.2 Freigabe von Gebäuden aus kerntechnischem Umgang für eine konventionelle Folgenutzung

#### 3.2.2.1 Exposition durch äußere Bestrahlung

Die externe  $\gamma$  Dosis in einer oberflächenkontaminierten Kugel wird mittels (G 3-1) berechnet:

$$H_{\text{ext}} = D_{\text{ext}} \cdot t_e \cdot f_d \cdot f_{\text{dec}} \quad (\text{G 3-1})$$

wobei

- $H_{\text{ext}}$  [( $\mu\text{Sv/a}$ )/(Bq/cm<sup>2</sup>)] Individualdosis durch äußere  $\gamma$ -Bestrahlung pro Bq/cm<sup>2</sup>,  
 $D_{\text{ext}}$  [( $\mu\text{Sv/h}$ )/(Bq/cm<sup>2</sup>)] durchschnittliche Dosisrate während des Szenarios,  
 $t_e$  [h/a] Expositionszeit,  
 $f_d$  [-] Faktor zur Berücksichtigung der durchschnittlichen Kontamination im Gebäude  
 $f_{\text{dec}}$  [-] Faktor zur Berücksichtigung des radioaktiven Zerfalls während eines Jahres des Szenarios gemäß (G 3-2)

$$f_{\text{dec}} = \frac{1 - e^{-\lambda \cdot 1a}}{\lambda \cdot 1a} \quad (\text{G 3-2})$$

Die Dosisrate  $D_{\text{ext}}$  in (G 3-1) wird mit Hilfe von (G 3-3) berechnet:

$$D_{\text{ext}} = f_r \int_0^a dt \cdot \varepsilon_t \cdot \sum_i F(E_i) \cdot w_i \cdot \phi \quad (\text{G 3-3})$$

wobei

- $f_r$  [-] Faktor zur Berücksichtigung der Reflexion von den Wänden,
- $\int_0^a dt$  Integral über das Jahr der Exposition,
- $\varepsilon_i$  1/8.760, eine Stunde des Jahres, in dem die Person exponiert wird,
- $i$  Index über die Photonen (Gammalinien) des betreffenden Nuklids,
- $F(E_i)$  [(Sv/h)/(Photonen/cm<sup>2</sup>/s)] effektives Dosisäquivalent pro Photonenflusseinheit (ICRP 51),
- $E_i$  [MeV] Energie des  $i$ -ten Photons,
- $w_i$  [-] Emissionswahrscheinlichkeit des  $i$ -ten Photons,
- $\phi$  [-] geometrischer Photonenflussfaktor

Der Photonenflussfaktor  $\phi$  hat für eine kugelförmige Geometrie den Wert 1. Die Abschwächung und der Aufbau in Luft sind für die räumliche Distanz innerhalb eines Gebäudes vernachlässigbar und werden daher in den hier durchgeführten Berechnungen nicht betrachtet. Die Umrechnung von Fluenz auf Dosis erfolgt durch Benutzung tabellierter Werte für rotationssymmetrische Ausrichtung, die in ICRP 51 vorliegen. Die für die radiologische Bewertung verwendeten nuklidunabhängigen Parameter werden in Tabelle 3.1 zusammengestellt.

Tabelle 3.1: Gebäudefolgenutzung: Parameter für den Expositionspfad externe Bestrahlung

Beschreibung der Parameter	Symbol	Wert	Einheit
Expositionszeit	$t_e$	1.800	h/a
Faktor zur Berücksichtigung der durchschnittlichen Kontamination auf Oberflächen	$f_d$	0,33	--
Reflexionsfaktor	$f_r$	1,5	--

### 3.2.2.2 Exposition durch Inhalation

Im Allgemeinen ist nicht davon auszugehen, dass während des Aufenthalts in einem freigegebenen Gebäude eine signifikante Inhalationsdosis auftritt. Dosisbelastung durch Inhalation kann im Wesentlichen dann erwartet werden, wenn die Gebäudeoberfläche bearbeitet wird, beispielsweise durch Bohren oder Entfernen der Deckschicht zum Aufbringen eines neuen Anstrichs oder einer sonstigen Oberflächenbeschichtung. Daher wird ein Szenario für Renovierungsarbeiten betrachtet, welches abdeckenden Charakter bezüglich der möglichen Exposition durch Inhalation aufweist.

Da davon ausgegangen werden kann, dass umfangreiche Renovierungsarbeiten durch Arbeiter im Sinne der EURATOM- Strahlenschutzgrundnormen ausgeführt werden, werden die Dosiskoeffizienten aus Tabelle C von [EUR 96] verwendet. Der mittlere aerodynamische Durchmesser der Staubpartikel, die während der Renovierungsarbeiten entstehen, liegt typischerweise in der Größenordnung einiger Mikrometer. Daher wird der restriktivste Dosiskoeffizient für einen AMAD von 5  $\mu\text{m}$  für die Dosisberechnung ausgewählt.

Die Expositionszeit von 100 h/a (Tabelle 3.2) wird aus der Annahme abgeleitet, dass die Abtragungsarbeiten an der Gebäudeoberfläche mit einer Rate von 10 bis 40 m<sup>2</sup>/h [JOH 94] durchgeführt werden und dass einige 1.000 m<sup>2</sup> insgesamt zu behandeln sind (bzw. von einem Arbeiter behandelt werden). Insbesondere im Hinblick auf alphastrahlende Radionuklide, deren Freigabewerte zumeist durch Szenarien für die Inhalation begrenzt werden, bewertet sich die Konservativität dieser Annahme wie folgt: Kerntechnische Anlagen des Brennstoffkreislaufs, bei denen eine signifikante  $\alpha$ -Aktivität zu erwarten ist, können kontaminierte Oberflächen in der Größenordnung einiger 1.000 m<sup>2</sup> besitzen. Üblicherweise wird allerdings nicht die gesamte Oberfläche eines Gebäudes abrasiv bearbeitet, und die Arbeit wird im Allgemeinen nicht von einer einzigen Person ausgeführt. Außerdem werden vor

der Freigabe im Zuge der Dekontaminationsarbeiten die höchstkontaminierten Oberflächen bereits abrasiv oder mit anderen Dekontaminationsverfahren bearbeitet, bis das Kontaminationsniveau die Freigabewerte unterschreitet. Diese so bearbeiteten Oberflächen werden dann nach der Freigabe im Allgemeinen renoviert (z. B. neu verputzt), sofern eine Folgenutzung vorgesehen ist, so dass eine Immobilisierung der verbleibenden Aktivität erfolgt, die dann auch bei nachfolgenden Renovierungsarbeiten kaum mehr freigesetzt werden kann. Vor diesem Hintergrund ist die genannte Expositionszeit, die sich nur auf Zeiträume mit Freisetzung kontaminierter Stäube bezieht, als hinreichend konservativ anzusehen.

Basierend auf Staubmessungen während der abrasiven Behandlung von Betonoberflächen wird die effektive Staubkonzentration mit  $5 \text{ mg/m}^3$  angenommen. Diese Staubkonzentration ist nur während der Zeit der Durchführung der Arbeiten gültig und stellt daher keinen Jahresdurchschnittswert dar. Es muss in diesem Zusammenhang betont werden, dass Arbeiter während der Renovierungsarbeiten viele verschiedene Aufgaben ausführen, von denen viele nur mit geringem Staubanfall verbunden sind.

Für die Atemrate wird ein Wert von  $1,5 \text{ m}^3/\text{h}$  angesetzt, der dem hier unterstellten Grad der körperlichen Anstrengung, der bei solchen Arbeiten zu erwarten ist, angepasst ist. Da die Dosisberechnungen unter der Annahme durchgeführt werden, dass die Arbeiter keinen Atemschutz tragen, ist kein Reduktionsfaktor durch Atemschutz vorgesehen.

Da Radioaktivität aufgrund der größeren spezifischen Oberfläche eine höhere Affinität zu kleinen, im Staub enthaltenen Partikeln aufweist, ist die massenspezifische Aktivitätskonzentration im Feinstaub höher als im Gesamtmaterial selbst. Diese Aufkonzentration von Aktivität in der Feinstaubfraktion wird durch Einführung eines Faktors  $f_k$  in die Dosisberechnung berücksichtigt.

Wegen der kurzen Dauer des Szenarios (Expositionszeit  $100 \text{ h/a}$ ) und wegen der Tatsache, dass zwischen der Freigabe des Gebäudes und dem Beginn der Renovierungsarbeiten keine wesentliche Zeitverzögerung anzunehmen ist, wird kein radioaktiver Zerfall betrachtet. Die Dosisberechnungen werden gemäß (G 3-4) durchgeführt:

$$H_{\text{inh}} = D_{\text{inh}} \cdot t_e \cdot f_d \cdot f_k \cdot C_{\text{dust}} \cdot B_r / (\delta \cdot \rho) \quad (\text{G 3-4})$$

wobei

$H_{\text{inh}}$	$[(\mu\text{Sv/a})/(\text{Bq/cm}^2)]$ Individualdosis durch Inhalation während der Gebäuderenovierung,
$D_{\text{inh}}$	$[\mu\text{Sv/Bq}]$ Dosiskoeffizient (Tabelle C der Strahlenschutz-Grundnormen [CEU 96], $5 \mu\text{m AMAD}$ ),
$t_e$	$[\text{h/a}]$ Expositionszeit,
$f_d$	$[-]$ Faktor zur Berücksichtigung der durchschnittlichen Kontamination im Gebäude,
$f_k$	$[-]$ Aufkonzentrationsfaktor für die Aktivität im einatembaren Staubanteil
$C_{\text{dust}}$	Staubkonzentration während abrasiver Oberflächenarbeiten,
$B_r$	$[\text{m}^3/\text{h}]$ Atemrate,
$\delta$	$[\text{cm}]$ Dicke der abgetragenen Wandschicht,
$\rho$	$[\text{g/cm}^3]$ Dichte des Wandmaterials.

Tabelle 3.2: Gebäudefolgenutzung: Parameter für das Inhalationsszenario

Beschreibung der Parameter	Symbol	Wert	Einheit
Expositionszeit	$t_e$	100	h/a
Faktor zur Berücksichtigung der durchschnittlichen Kontamination auf sehr großen Oberflächen	$f_d$	0,33	--
Aufkonzentrationsfaktor für die einatembare Staubfraktion	$f_k$	3	--
Effektive Staubkonzentration während der Abrasivarbeiten	$C_{dust}$	5	mg/m <sup>3</sup>
Atemrate	$B_r$	1,5	m <sup>3</sup> /h
Dicke der entfernten Schicht	$\delta$	0,3	cm
Dichte des Oberflächenmaterials	$\rho$	2,3	g/cm <sup>3</sup>

### 3.2.2.3 Exposition durch Ingestion

Ebenso wie beim Inhalationspfad ist davon auszugehen, dass während der eigentlichen Folgenutzung des freigegebenen Gebäudes keine signifikante Ingestion kontaminierten Baumaterials auftritt und dass diese nur während der Bearbeitung der Gebäudeoberflächen zu erwarten ist.

Um die radiologische Auswirkung durch Direktingestion abschätzen zu können, wird angenommen, dass der Arbeiter während der Renovierungsarbeiten 1 g Staub aufnimmt. Für die Abschätzung einer Ingestionsdosis für die unbeabsichtigte Aufnahme von Material wird häufig ein Wert von 20 g/a [SSK 98] angesetzt, wobei dann allerdings von einer ganzjährigen Expositionszeit ausgegangen wird. Da die Dauer der stauberzeugenden Renovierungsarbeiten im vorliegenden Fall allerdings viel kürzer als ein ganzes Jahr ist, stellt ein Wert von 1 g/a für die aufgenommene Materialmenge einen abdeckenden Ansatz dar.

Die Dosisberechnung erfolgt gemäß (G 3-5):

$$H_{ing} = D_{ing} \cdot M \cdot f_d \cdot f_k / (\delta \cdot \rho) \quad (G 3-5)$$

wobei

- $H_{ing}$  [μSv/a] Individualdosis durch Ingestion während der Gebäuderenovierung,
- $D_{ing}$  [μSv/Bq] Ingestionsdosiskoeffizient (Tabelle C Strahlenschutz-Grundnormen [EUR 96]),
- $M$  [g/a] aufgenommene Menge des Materials,
- $f_d$  [-] Faktor zur Berücksichtigung der durchschnittlichen Kontamination im Gebäude,
- $f_k$  [-] Konzentrationsfaktor für die Aktivität in der aufgenommenen Staubfraktion,
- $\delta$  [cm] Dicke der während der Oberflächenbearbeitung entfernten Oberflächenschicht,
- $\rho$  [g/cm<sup>3</sup>] Dichte der Oberflächenschicht.

Die Parameterwerte, mit Ausnahme der ingestierten Staubmenge, sind dem Inhalationsszenario gleichgesetzt und in Tabelle 3.3 aufgeführt.

Ebenso wie für das Inhalationsszenario (Abschnitt 3.2.2.2) wird wegen der vergleichsweise kurzen Dauer der Renovierungsarbeiten kein radioaktiver Zerfall betrachtet.

Tabelle 3.3: Gebäudefolgenutzung: Parameter für das Ingestionsszenario

Beschreibung der Parameter	Symbol	Wert	Einheit
Aufgenommene Menge	$M$	1	g/a
Faktor zur Berücksichtigung der durchschnittlichen Kontamination auf sehr großen Oberflächen	$f_d$	0,33	--
Aufkonzentrationsfaktor für die Staubfraktion	$f_k$	3	--
Dicke der entfernten Schicht	$\delta$	0,3	cm
Dichte des Oberflächenmaterials	$\rho$	2,3	g/cm <sup>3</sup>

### 3.2.2.4 Hautdosis

Während der Renovierungsarbeiten kann sich kontaminierter Staub auf der Haut ablagern und zu einer Dosisbelastung durch  $\beta$ -Strahlung führen. Um den Dosisbeitrag dieses Expositionspfades abzuschätzen, wird eine Staubbelegung  $L_{\text{dust}} = 0,05 \text{ g/cm}^2$  für die exponierten Hautbereiche angenommen. Dieser Wert entspricht einer sichtbaren Staubbelegung der Haut, die einen Arbeiter jedoch in seiner Tätigkeit nicht beeinträchtigt und somit als realistisch-konservativer Wert einzuschätzen ist.

Die im Staub enthaltene Aktivität wird aus der Aktivität der Gebäudeoberfläche mit Hilfe der Annahme berechnet, dass die Oberfläche in einer Schichtdicke von 0,3 cm abgetragen wird und dieses Material eine Dichte von 2,3 g/cm<sup>3</sup> besitzt. Wie beim Inkorporationsszenario berücksichtigt ein Konzentrationsfaktor  $f_k = 3$  die Affinität der Aktivität zu der Feinkornfraktion des Staubes. Die Expositionszeit ist länger als die für die abtragenden Oberflächenarbeiten angesetzte Zeit, da angenommen wird, dass der Staub nicht sofort nach Beendigung der Arbeiten entfernt wird. Wie beim Inhalations- und Ingestionsszenario (Abschnitte 3.2.2.2 und 3.2.2.3) wird wegen der kurzen Dauer des Szenarios kein radioaktiver Zerfall berücksichtigt.

Um die Hautdosis berechnen zu können, muss die belegte Hautoberfläche abgeschätzt werden, wobei angenommen wird, dass beide Hände und beide Unterarme kontaminiert sind. Dies führt zu einer kontaminierten Hautfläche von etwa 0,17 m<sup>2</sup>, wobei eine Hand ungefähr eine Fläche von 400 cm<sup>2</sup> (Vorder- und Rückseite) aufweist und die belegte Hautfläche eines Unterarms ungefähr ebenso groß angenommen werden kann (siehe ICRP 23). Zusätzlich wird die Größe der gesamten Hautfläche der Person benötigt, die mit 1,7 m<sup>2</sup> (Referenzperson in ICRP 26) angesetzt wird. Die Wahl einer solch großen kontaminierten Fläche garantiert, dass die Hautdosis unter der Randbedingung der Einhaltung einer effektiven Individualdosis von weniger als 10  $\mu\text{Sv/a}$  auch den Grenzwert für die Hautdosis von 50 mSv/a gemäß Strahlenschutzgrundnormen [EUR 96] unterschreitet.

Die Hautdosis berechnet sich gemäß (G 3-6):

$$H_{\text{skin}} = D_{\text{skin}} \cdot w_{\text{skin}} \cdot k_f \cdot t_e \cdot L_{\text{dust}} \cdot f_d \cdot f_k / (\delta \cdot \rho) \quad (\text{G 3-6})$$

wobei

$H_{\text{skin}}$	[ $\mu\text{Sv/a}$ ] effektive Individualdosis bei Hautkontamination mit $\beta$ -Strahlern,
$D_{\text{skin}}$	[ $\mu\text{Sv/h}/(\text{Bq/cm}^2)$ ] Hautdosiskoeffizient für spezifische Hautdicke von 7 mg/cm <sup>2</sup>
$w_{\text{skin}}$	[-] Hautgewichtungsfaktor gemäß ICRP 60,
$k_f$	[-] Anteil kontaminierter Haut an der Gesamtoberfläche des Körpers,
$t_e$	[h/a] Zeitdauer der Hautkontamination,
$L_{\text{dust}}$	[g/cm <sup>2</sup> ] effektive Staubbelastung der kontaminierten Haut,
$f_d$	[-] Faktor zur Berücksichtigung der durchschnittlichen Kontamination im Gebäude,
$f_k$	[-] Aufkonzentrationsfaktor für die Feinstaubfraktion,
$\delta$	[cm] Dicke der während der Arbeiten entfernten Oberflächenschicht
$\rho$	[g/cm <sup>3</sup> ] Dichte der Oberflächenschicht.

Tabelle 3.4: Gebäudefolgenutzung: Parameter für das Szenario zur Hautdosis

Beschreibung der Parameter	Symbol	Wert	Einheit
Hautgewichtungsfaktor	$w_{skin}$	0,01	--
Anteil der kontaminierten Haut an ges. Körperfläche	$k_f$	0,1	--
Kontaminationsdauer der Haut	$t_e$	150	h/a
Staubbelastung auf der Haut	$L_{dust}$	0,05	g/cm <sup>2</sup>
Faktor zur Berücksichtigung der durchschnittlichen Kontamination auf sehr großen Oberflächen	$f_d$	0,33	--
Aufkonzentrationsfaktor für die Feinstaubfraktion	$f_k$	3	--
Dicke der entfernten Schicht	$\delta$	0,3	cm
Dichte des Oberflächenmaterials	$\rho$	2,3	g/cm <sup>3</sup>

### 3.2.3 Freigabe von Bauschutt und Gebäuden zum Abriss

Neben der Möglichkeit, die bestehende Gebäudestruktur nach der Freigabe weiter zu nutzen, besteht die Möglichkeit, ein Gebäude abzureißen und den entstehenden Bauschutt entweder direkt zu rezyklieren oder auf eine Deponie zu verbringen. Hierfür wurde in [THI 00] ein zusätzlicher Satz von Szenarien betrachtet. Die nuklidspezifische Exposition wird jeweils für eine Einheitsaktivitätskonzentration von 1 Bq/g für Bauschutt und 1 Bq/cm<sup>2</sup> für die Freigabe der stehenden Gebäudestruktur vor dem Abriss berechnet.

Die Ableitung von Freigabewerten setzt einen allgemein anwendbaren Quellterm voraus. Die größte Quelle möglicherweise kontaminierten Bauschutts stammt aus Rückbauarbeiten an großen kommerziellen Leistungsreaktoren, wo bis zu 200.000 Mg Baumaterial in den Kontroll- und Überwachungsbereichen vorliegen. Typischerweise bestehen diese Baumaterialien hauptsächlich aus Beton (mit verschiedenen Qualitäten), der mit einem Durchsatz von 20 bis 150 Mg/h aufbereitet oder in eine Deponie eingebaut werden kann.

Kernkraftwerke und moderne Wiederaufarbeitungsanlagen haben typische Verhältnisse der Gebäudeoberfläche zur Gesamtmasse von 1 m<sup>2</sup>/Mg. Kleinere Anlagen weisen Verhältnisse von etwa 4 m<sup>2</sup>/Mg auf, haben jedoch auch nur einen kleinen Anteil am gesamten Massenaufkommen an Bauschutt aus kerntechnischem Umgang.

Um die Dosisberechnungen durchzuführen, wird insgesamt abdeckend angenommen, dass das freizugebende Gebäude 100.000 Mg Baumaterial mit einem Verhältnis Oberfläche zu Masse von 1 m<sup>2</sup>/Mg aufweist und dass die Freigabeprozedur und der Abriss insgesamt ein Jahr dauern. Diese Werte für die Baumaterialmassen werden auch bei den Szenarien verwendet, die sich auf den Massendurchsatz und nicht auf die oberflächenspezifische Aktivität beziehen. Wegen der Verwendung dieser abdeckenden Grundannahmen ist sichergestellt, dass die abgeleiteten Freigabewerte auch für den Fall gültig wären, dass eine ganze Anlage unter Benutzung massenspezifischer Werte (d. h. nach dem Abriss) freigegeben wird.

Im Rahmen der Vorüberlegungen in [EUR 00] und [THI 00] wurde als wichtiger Parameter noch der anzusetzende Ausschöpfungsgrad der Freigabewerte im Bauschutt diskutiert. Hierzu dient folgender Ansatz: Wenn die Mittelungsmasse auf 1 Mg oder niedriger begrenzt wird, ist es nicht möglich, große Chargen von beispielsweise 1.000 Mg/a freizugeben, deren Aktivitätskonzentration gerade den Freigabewerten entspricht oder sie nur knapp unterschreitet. Das bedeutet, dass das Aktivitätsäquivalent von 1.000 Mg/a Bauschutt, der mit massenspezifischen Aktivitäten in Höhe der Freigabewerte kontaminiert ist, erst für deutlich größere Mengen Bauschutt mit realer Aktivitätsverteilung, typischerweise in der Größenordnung 3.000 bis 10.000 Mg/a, erreicht wird. Da insgesamt die Vermischung

höher kontaminierten Materials, z. B. des biologischen Schildes, mit dem unkontaminierten großvolumigen Materials aus den Betonstrukturen (z. B. Material aus dicken Wänden) nicht erfolgt und da die Mittelungsmassen in praktischer Anwendung etwa 1 Mg betragen, schöpft die massenspezifische Aktivität, gemittelt über die Gesamtmasse an Bauschutt ( $10^5$  Mg), die Freigabewerte in der Realität nur zu etwa 10 % aus, d. h., die freigegebene Gesamtaktivität liegt etwa eine Größenordnung unter dem theoretisch möglichen Wert, der sich aus dem Produkt der massenbezogenen Freigabewerte und der Gesamtmasse errechnen würde. Für die folgenden Szenarien stellt es daher eine realistisch-konservative Annahme dar, dass im Mittel 20 % des Freigabewertes ausgeschöpft werden.

Hinsichtlich der Vermischung mit unkontaminiertem Material aus dem konventionellen Stoffkreislauf wird zusätzlich angenommen, dass die Aufbereitung (oder Deponierung) des Bauschutts mit einer Kapazität von 100 Mg/h erfolgt, so dass es etwa 1.000 Arbeitsstunden (ca. 50 % eines Arbeitsjahres dauert), um das Material vollständig aufzubereiten, wenn eine Gesamtmenge von  $10^5$  Mg Bauschutt unterstellt wird. Wegen der Langfristigkeit dieses Aufbereitungsprozesses und der chargenweisen Zuführung des Bauschutts zur Aufbereitung ist eine Vermischung mit unkontaminiertem Bauschutt aus dem nicht-kerntechnischen Bereich zwangsläufig, wobei ein Vermischungsverhältnis von 1:1 angenommen wird.

Um den beiden Aspekten Rechnung zu tragen, dass es unmöglich ist, die Freigabewerte für die gesamte Materialmenge auszuschöpfen (20 % Ausschöpfungsgrad) und dass nach der Freigabe eine Vermischung mit unkontaminierten Material während des Aufbereitungsprozesses oder des Einbaus in eine Deponie aus Gründen der Kapazitätsauslastung (50 % Vermischung) zwangsläufig erfolgt, wird in den hier betrachteten Szenarien ein generischer, technisch bedingter Vermischungsfaktor von  $0,2 \cdot 0,5 = 0,1$  eingeführt. Dieser Vermischungsfaktor wird in den folgenden Berechnungen für Bauschutt mit  $C_f$  gekennzeichnet und in allen Szenarien berücksichtigt.

### 3.2.3.1 Exposition durch äußere $\gamma$ -Bestrahlung

Für die Exposition durch externe Bestrahlung sind verschiedene Szenarien vorstellbar, die im Folgenden aufgeführt werden:

- Transport des Bauschutts,
- Aufbereitung des Bauschutts,
- Lagerung des Bauschutts,
- Deponiearbeiten,
- Bewohnen eines Hauses, welches aus rezykliertem Bauschutt gebaut wurde,
- Straßenbau unter Nutzung von rezykliertem Bauschutt,
- Herstellung von Betonbauteilen (z. B. vorgespannte Betonträger).

Solche Szenarien wurden in anderen Untersuchungen bereits analysiert. In [THI 00] wurde ein repräsentatives Szenario gewählt, welches die Berechnung der durchschnittlichen Exposition für ein Mitglied der kritischen Gruppe exponierter Personen ermöglicht.

Die restriktivste Geometrie bezüglich externer Bestrahlung tritt beim Wohnen in einem Gebäude auf, da die Bestrahlung hier von allen Seiten erfolgen kann. Dennoch handelt es sich beim Wohnen in einem Gebäude nicht um das restriktivste Szenario insgesamt, da es technisch nicht möglich ist, ein Gebäude zu 100 % aus rezykliertem Beton zu errichten. Aus bautechnischen Gründen können typischerweise nur etwa 10 % des Baumaterials aus rezykliertem Beton gefertigt werden. Aus diesem Grunde ist die restriktivste Geometrie im Hinblick auf den Pfad der Rezyklierung ein halbunendliches Volumen aus 100 % rezykliertem Beton. Diese Geometrie beschreibt die Expositionssituation eines Deponiearbeiters oder eines Bauarbeiters im Straßenbau, der mit dem Einbau des freigegebenen Bau-

schutts befasst ist. Die Arbeitszeit wird bei Annahme eines Vollzeit Arbeitsplatzes zu 1.800 h/a angesetzt; ein Wert, der unter Berücksichtigung der technisch bedingten Vermischung mit der Verarbeitung von z. B. 100.000 Mg freigegebenem Material kompatibel ist.

Der radioaktive Zerfall während der Zeitdauer des Szenarios von einem Jahr wird bei den Rechnungen berücksichtigt. Es wird jedoch kein radioaktiver Zerfall zwischen Freigabe des Bauschutts oder des Gebäudes zum Abriss und dem Beginn des betrachteten Szenarios berücksichtigt, da das Material unmittelbar nach der (meist chargenweisen) Freigabe verwendet oder deponiert werden könnte.

Die massenspezifischen Berechnungen werden ebenfalls für 100.000 Mg durchgeführt, wobei eine Vermischung von 1:10 berücksichtigt sowie eine Expositionszeit von 1.800 h/a angesetzt wird. Die verwendete Geometrie einer halbinendlichen Volumenquelle hat den Vorteil, dass die Dosisleistung in diesem Falle praktisch nicht von der Dichte des Materials abhängt.

Die massenspezifischen Aktivitäten können aus den flächenbezogenen Aktivitäten durch Benutzung des Verhältnisses der Oberfläche zur Masse von 1 m<sup>2</sup>/Mg berechnet werden, welches für kerntechnische Anlagen typisch ist.

Da nicht alle Oberflächen kontaminiert sind und die betroffenen Oberflächen z. T. dekontaminiert werden, wird die Oberflächenaktivität gemittelt über die ganze Betonstruktur im Allgemeinen deutlich unter den Freigabewerten liegen. Die tatsächlich freigegebene Aktivität hängt stark von der gewählten Mittelungsfläche für die Freigabemessungen ab. In dem hier betrachteten Szenario wird angenommen, dass die über die gesamte Struktur gemittelte durchschnittliche Oberflächenaktivität 1/3 des Freigabewertes entspricht. Unter diesen Bedingungen führt ein oberflächenspezifischer Freigabewert von 3 Bq/cm<sup>2</sup> zu einer mittleren massenspezifischen Aktivität von 0,01 Bq/g in den 100.000 Mg Bauschutt, mit denen das Szenario berechnet wird (Tabelle 3.5).

Bezüglich der Dauer vor Beginn und während des Szenarios werden folgende Annahmen getroffen: Bauschutt erreicht den Arbeiter bei der Aufbereitung oder dem Deponieeinbau unmittelbar nach der Freigabe ( $t_{\text{init}} = 0$ ), egal ob die Freigabe am Bauschutt oder am stehenden Gebäude erfolgt. Im Fall von Bauschutt erfolgt bei Aufbereitung oder Deponierung unmittelbarer Durchsatz von Material, das kurz zuvor freigegeben wurde, so dass kein Zerfall während des Szenarios unterstellt werden muss ( $f_{\text{dec}} = 1$ ). Im Fall der Gebäudefreigabe dagegen erfolgt der Abbruch und somit die Aufbereitung oder Deponierung des Bauschutts kontinuierlich über z. B. 1 Jahr, so dass als Zerfallszeit während des Szenarios zur Berechnung von  $f_{\text{dec}}$  1 a zu unterstellen ist.

Die Dosis durch externe Bestrahlung berechnet sich gemäß (G 3-7).

$$H_{\text{ext}} = D_{\text{ext}} \cdot C_f \cdot t_e \cdot e^{-\lambda \cdot t_{\text{init}}} \cdot f_{\text{dec}} \quad (\text{G 3-7})$$

wobei

$H_{\text{ext}}$	[( $\mu\text{Sv/a}$ )/(Bq/g)] oder [( $\mu\text{Sv/a}$ )/(Bq/cm <sup>2</sup> )] Individualdosis durch externe Bestrahlung,
$D_{\text{ext}}$	[( $\mu\text{Sv/h}$ )/(Bq/g)] durchschnittliche Dosisrate während der Expositionszeit [CHE 91],
$C_f$	Umrechnungsfaktor für Aktivität im Bauschutt [(Bq/g)/(Bq/cm <sup>2</sup> )] für Gebäude oder [-] für Bauschutt,
$t_e$	[h/a] Expositionszeit
$t_{\text{init}}$	[a] Zeitdauer zwischen Freigabe und Beginn des Szenarios,
$f_{\text{dec}}$	[-] nuklidspezifischer Faktor gemäß (G 3-8) zur Berücksichtigung des Zerfalls während der Szenariendauer (1 a)

$$f_{\text{dec}} = \frac{1 - e^{-\lambda \cdot 1a}}{\lambda \cdot 1a} \quad (\text{G 3-8})$$

Die Dosis durch externe  $\gamma$ -Bestrahlung, die ein Arbeiter erhält, der auf einem halbusendlichen Volumen steht, wird unter Benutzung der tabellierten energieabhängigen Werte für die Dosisleistung entsprechend [CHE 91] berechnet, die für einen Photonenfluss in der Höhe 1 m über dem halbusendlichen Volumen (Bodenfläche) gelten. Die Dosisleistung wurde in [CHE 91] unter Benutzung einer Monte-Carlo-Simulation und der in ICRP 51 definierten Konversionsfaktoren für die Umrechnung des Photonenflusses in effektive Dosis bei Rotationsorientierung berechnet und ist in Abbildung 3-2 dargestellt. Die nuklidspezifischen Dosisleistungen wurden unter Benutzung eines Spline-Fits 3. Ordnung berechnet, um den Dosisbeitrag jedes Photons zu erfassen. Summiert wird über alle Photonenenergien, multipliziert mit deren Emissionswahrscheinlichkeit.

Die beiden Bedeutungen des Parameters  $C_f$  für Bauschutt und für Gebäude wurden bereits beschrieben, sollen hier aber nochmals zusammengefasst werden. Im Falle der Bauschuttfreigabe kennzeichnet  $C_f$  das Produkt aus der technisch bedingten, notwendigen Vermischung (50 %) und der konservativen Annahme zum Ausschöpfungsgrad im freizugebenden Material (20 %). Im Falle der Freigabe an der stehenden Struktur bedeutet  $C_f$  das Produkt aus dem Umrechnungsfaktor von Fläche auf Masse (1 Mg pro 1 m<sup>2</sup> entspr. 0,01 cm<sup>2</sup>/g) und der konservativen Annahme zum Ausschöpfungsgrad auf der Wand (33 %). Der Parameter  $C_f$  ist in diesem Fall definiert gemäß (G 3-9).

$$C_f = R \cdot f_d \quad (G 3-9)$$

wobei

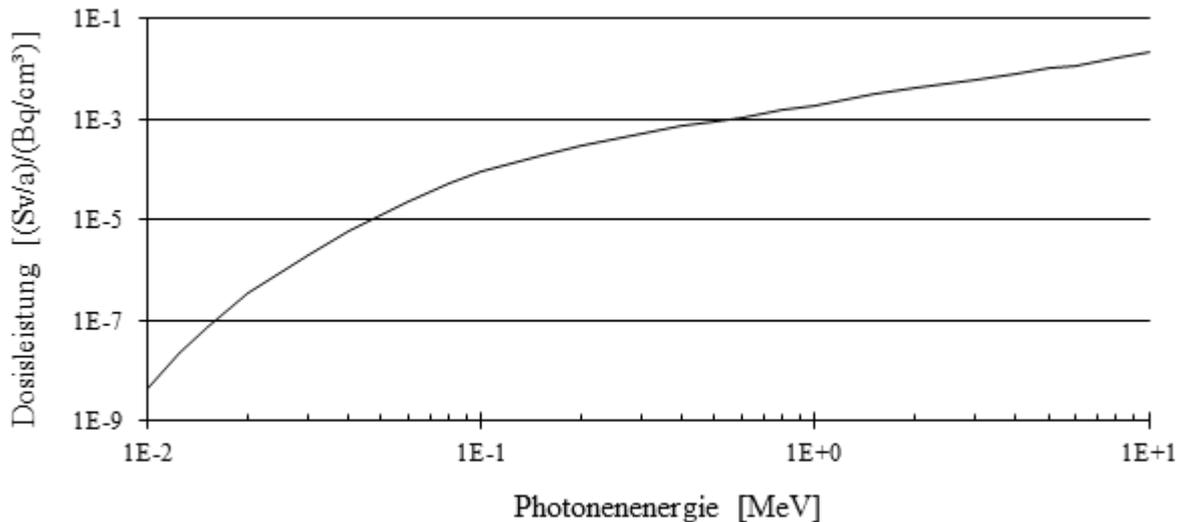
- $C_f$  [(Bq/g)/(Bq/cm<sup>2</sup>)] Umrechnungsfaktor für massen- in flächenbezogene Aktivität,
- $R$  [cm<sup>2</sup>/g] Verhältnis Oberfläche zu Masse,
- $f_d$  [-] Faktor zur Berücksichtigung der durchschnittlichen Kontamination im Gebäude.

Tabelle 3.5: Bauschutt und Gebäude zum Abriss: Parameter für die Szenarien zur externen Bestrahlung

Beschreibung der Parameter	Symbol	Bauschutt	Gebäude	Einheit
Expositionszeit	$t_e$	1.800	1.800	h/a
Vermischungsfaktor für massenspezifische Berechnungen	$C_f$	0,1	n.a.	--
Umrechnungsfaktor von oberflächen- auf massenspezifische Werte	$C_f$	n.a.	0,0033	(Bq/g)/(Bq/cm <sup>2</sup> )
Zeit zwischen Freigabe und Beginn des Szenarios	$t_{init}$	0	0	a
Faktor zur Berücksichtigung des Zerfalls während des Szenarios	$f_{dec}$	nuklidabh. für 0 a	nuklidabh. für 1 a	--
Faktor zur Berücksichtigung der durchschnittlichen Kontamination auf sehr großen Oberflächen	$f_d$	n.a.	0,33	--
Verhältnis Oberfläche zu Masse	$R$	n.a.	0,01	cm <sup>2</sup> /g

Spalte „Bauschutt“: Parameterwerte anwendbar auf Freigabe von Bauschutt;  
Spalte „Gebäude“: analog für Freigabe von Gebäuden  
n.a.: nicht anwendbar auf diese Freigabeoption

Abbildung 3-2: Dosisleistung als Funktion der Photonenenergie für einen Aufpunkt 1 m über einem halbusendlichen Bodenvolumen [CHE 91]



### 3.2.3.2 Exposition durch Staubinhalation

Ein Dosisbeitrag durch Inhalation kann nur auftreten, wenn die Aktivität im Bauschutt in die Luft freigesetzt wird und eine Person diese staubbeladene Luft einatmet. Eine solche Freisetzung kann beim Brechen und Aufbereiten des Bauschutts oder beim Einbau in eine Deponie auftreten. Für Vorhaben wie z. B. im Straßenbau, wo Wasser zur Kompaktierung des Bauschutts eingesetzt wird, oder in Fällen, wo der rezyklierte Bauschutt als Zusatz zu neuem Beton verwendet wird, ist davon auszugehen, dass die Staubentwicklung viel geringer ist als bei der Aufbereitung des Bauschutts, die generell im trockenen Zustand erfolgt. Für den Expositionspfad Inhalation ist das kritische Szenario daher der Betrieb einer Aufbereitungsanlage für Bauschutt, in der der freigegebene Bauschutt durch Mahlen und Separieren der verschiedenen Fraktionen in Abhängigkeit von der Korngröße behandelt wird. Während der Verfahrensschritte Mahlen, Sieben und Sortieren entstehen große Mengen luftgetragenen Staubes.

Die Staubkonzentration für das kritische Inhalationsszenario bei der Aufbereitung basiert auf Messungen, die im Bereich einer in Betrieb befindlichen Aufbereitungsanlage durchgeführt wurden. Der Staubanteil, der nicht aus der Bauschuttaufbereitung stammt, kann vernachlässigt werden, da die normale Hintergrund-Staubkonzentrationen über längere Zeiträume selten 0,1 mg/m<sup>3</sup> übersteigt, während der in der Aufbereitungsanlage produzierte Staub zu Konzentrationen im Bereich von 1 mg/m<sup>3</sup> bis zu Spitzenwerten von einigen 10 mg/m<sup>3</sup> führt.

Im hier betrachteten Szenario wird daher eine Staubkonzentration von 5 mg/m<sup>3</sup> im Jahresmittel gewählt, die deutlich höher liegt als typische Staubkonzentrationen bei Deponiearbeiten. Der Anteil aufbereiteten Bauschutts, der aus dem Rückbau der kerntechnischen Anlage stammt, kann unter Betrachtung typischer Durchsätze bei der Aufbereitung, die zwischen 50 und 150 Mg/h liegen, und der Menge zu rezyklierenden Bauschutts (10<sup>5</sup> Mg/a) abgeschätzt werden. Unter diesen Bedingungen könnte eine Person während eines vollständigen Arbeitsjahres durch den freigegebenen Bauschutt exponiert werden.

Die massenspezifische Aktivität kann aus der oberflächenspezifischen Aktivität unter Benutzung der gleichen Annahmen wie bei der externen Bestrahlung gemäß (G 3-9) berechnet werden.

Die Atemrate wird auch hier zu 1,5 m<sup>3</sup>/h angesetzt. Der massenbezogene Aktivitätsgehalt des eingeatmeten Staubes kann höher sein als der des Bauschutts selbst, da die Aktivität sich bevorzugt an

die Feinstaubfraktion anlagert und es so zu einer Aufkonzentration der Aktivität in dieser Staubfraktion kommen kann. Es wird daher ein Aufkonzentrationsfaktor von 3 angenommen, um der Anlagerung der Aktivität an die feinen Partikel Rechnung zu tragen.

Für die Dosisberechnungen werden die Inhalationsdosiskoeffizienten aus Tabelle C der Strahlenschutzgrundnormen [EUR 96] für einen AMAD von 5 µm verwendet. Es wird keine Korrektur bezüglich der Partikelgrößenverteilung durchgeführt.

Bezüglich der Dauer vor Beginn und während des Szenarios werden folgende Annahmen getroffen: Bauschutt erreicht den Arbeiter bei der Aufbereitung oder dem Deponieeinbau unmittelbar nach der Freigabe ( $t_{\text{init}} = 0$ ), egal ob die Freigabe am Bauschutt oder am stehenden Gebäude erfolgt. Im Fall von Bauschutt erfolgt bei Aufbereitung oder Deponierung unmittelbarer Durchsatz von Material, das kurz zuvor freigegeben wurde, so dass kein Zerfall während des Szenarios unterstellt wird ( $f_{\text{dec}} = 1$ ). Im Fall der Gebäudefreigabe dagegen erfolgt der Abbruch und somit die Aufbereitung oder Deponierung des Bauschutts kontinuierlich über z. B. 1 Jahr, so dass als Zerfallszeit während des Szenarios zur Berechnung von  $f_{\text{dec}}$  1 a zu unterstellen ist.

Die Berechnung der Dosis erfolgt mittels (G 3-10).

$$H_{\text{inh}} = D_{\text{inh}} \cdot t_e \cdot B_r \cdot f_k \cdot C_{\text{dust}} \cdot C_f \cdot e^{-\lambda \cdot t_{\text{init}}} \cdot f_{\text{dec}} \quad (\text{G 3-10})$$

wobei

$H_{\text{inh}}$	$[(\mu\text{Sv/a})/(\text{Bq/g})]$ oder $[(\mu\text{Sv/a})/(\text{Bq/cm}^2)]$ Individualdosis durch Inhalation während der Rezyklierung des Bauschutts
$D_{\text{inh}}$	$[\mu\text{Sv/Bq}]$ Dosiskoeffizient (Tabelle C Strahlenschutz-Grundnormen [CEU 96], 5 µm),
$t_e$	$[\text{h/a}]$ Expositionszeit,
$B_r$	$[\text{m}^3/\text{h}]$ Atemrate,
$f_k$	$[-]$ Aufkonzentrationsfaktor für Aktivität in der einatembaren Staubfraktion,
$C_{\text{dust}}$	$[\text{g/m}^3]$ effektive Staubkonzentration in der Luft während der Aufbereitung
$C_f$	Umrechnungsfaktor für Aktivität im Bauschutt $[(\text{Bq/g})/(\text{Bq/cm}^2)]$ bei Gebäuden, oder $[-]$ bei Bauschutt,
$t_{\text{init}}$	$[\text{a}]$ Zeitdauer zwischen Freigabe und Beginn des Szenarios,
$f_{\text{dec}}$	$[-]$ nuklidspezifischer Faktor gemäß (G 3-8) zur Berücksichtigung des Zerfalls während der Szenariendauer.

Tabelle 3.6: Bauschutt und Gebäude zum Abriss: Parameter für die Szenarien zur Inhalation

Beschreibung der Parameter	Symbol	Bauschutt	Gebäude	Einheit
Expositionszeit	$t_e$	1.800	1.800	h/a
Atemrate	$B_r$	1,5	1,5	m <sup>3</sup> /h
Effektive Staubkonzentration während des Recyclings	$C_{dust}$	5	5	mg/m <sup>3</sup>
Aufkonzentrationsfaktor für die einatembare Staubfraktion	$f_k$	3	3	--
Zeit zwischen Freigabe und Beginn des Szenarios	$t_{init}$	0	0	a
Faktor zur Berücksichtigung des Zerfalls während des Szenarios	$f_{dec}$	nuklidabh. für 0 a	nuklidabh. für 1 a	--
Vermischungsfaktor für massenspezifische Berechnungen	$C_f$	0,1	n.a.	--
Umrechnungsfaktor von oberflächen- in massenspezifische Werte	$C_f$	n.a.	0,0033	(Bq/g)/(Bq/cm <sup>2</sup> )
Spalte „Bauschutt“: Parameterwerte anwendbar auf Freigabe von Bauschutt Spalte „Gebäude“: analog für Freigabe von Gebäuden n.a.: nicht anwendbar auf diese Freigabeoption				

### 3.2.3.3 Exposition durch Ingestion

#### 3.2.3.3.1 Direktingestion von Material

Eine Direktingestion von Bauschutt ist normalerweise nicht zu erwarten, jedoch können Staubablagerungen auf der Haut unbeabsichtigt zur Ingestion kleiner Materialmengen führen, zum Beispiel während des Rauchens einer Zigarette oder während einer Essenspause.

Das hier betrachtete Szenario, welches die Direktingestion für den Arbeiter beschreibt, unterstellt die Aufnahme von 20 g des freigegebenen Materials pro Jahr [SSK 98].

Da der Bauschutt auch für die Rekultivierung oder Bodenabdeckung verwendbar ist, ist es denkbar, dass kleine Kinder auf diesem Bodenmaterial spielen und etwas von dem kontaminierten Material verschlucken. Daher wird als abdeckendes Szenario für die unbeabsichtigte Direktingestion von Bauschutt durch Kinder angenommen, dass ein kleines Kind (Altersklasse 1-2 Jahre) 100 g/a des kontaminierten Bauschutts aufnimmt.

Aktivität kann sich – wie bereits für die Inhalation in Abschnitt 3.2.3.2 beschrieben – im Feinstaubanteil aufkonzentrieren. Da unterstellt werden kann, dass ein Arbeiter z. B. während der Bauschuttzubereitung Material eher über verschmutzte Hände oder sonstige Hautstellen aufnehmen wird, ist es ein konservativer Ansatz, wenn derselbe Aufkonzentrationsfaktor  $f_k$  wie für die Inhalation verwendet wird. Für das Kleinkind wird dagegen Aufnahme des Materials in größeren Portionen unterstellt, so dass hier nicht der Feinstaubanteil, sondern die mittlere massenbezogene Aktivität im Material relevant ist, so dass keine Aufkonzentration zu berücksichtigen ist.

Ferner sind - wie bereits bei externer Bestrahlung und Inhalation - die Zeitdauer zwischen Freigabe des Bauschutts oder des Gebäudes zum Abriss und dem Beginn der Ingestion,  $t_{init}$ , sowie die Zeitdauer während des Szenarios, die in den Faktor  $f_{dec}$  eingeht, einzubeziehen. Beide Werte sind für die Berechnung des radioaktiven Zerfalls relevant. Zu unterscheiden ist das Szenario für den Arbeiter, der z. B. die Aufbereitung des Materials durchführt, und dasjenige für die allgemeine Bevölkerung.

- Für den Arbeiter ist konservativ anzunehmen, dass ihn Bauschutt unmittelbar nach der Freigabe erreicht ( $t_{init} = 0$ ), egal ob die Freigabe am Bauschutt oder am stehenden Gebäude erfolgt. Im Fall von Bauschutt erfolgt bei der Aufbereitung unmittelbarer Durchsatz von Material, das kurz zuvor

freigegeben wurde, so dass kein Zerfall während des Szenarios unterstellt wird ( $f_{\text{dec}} = 1$ ). Im Fall der Gebäudefreigabe dagegen erfolgt der Abbruch und somit die Bauschuttzubereitung kontinuierlich über z. B. 1 Jahr, so dass als Zerfallszeit während des Szenarios zur Berechnung von  $f_{\text{dec}}$  1 a zu unterstellen ist.

- Für die Direktiongestion durch das Kleinkind ist dagegen anzunehmen, dass zunächst nach Freigabe des Bauschutts 1 Jahr und nach Freigabe des Gebäudes 2 Jahre (wegen zusätzlicher Abrisszeit) vergehen, bis der Bauschutt an einen Ort gelangt ist, wo die Ingestion erfolgen kann. In beiden Fällen ist der Zerfall während der Szenariendauer von 1 Jahr zu betrachten.

Die Dosis durch Ingestion berechnet sich gemäß (G 3-11):

$$H_{\text{ing}} = D_{\text{ing}} \cdot M \cdot C_f \cdot e^{-\lambda \cdot t_{\text{init}}} \cdot f_{\text{dec}} \cdot f_k \quad (\text{G 3-11})$$

wobei

$H_{\text{ing}}$	[( $\mu\text{Sv/a}$ )/(Bq/g)] oder [( $\mu\text{Sv/a}$ )/(Bq/cm <sup>2</sup> )] Individualdosis durch unbeabsichtigte Aufnahme von Bauschutt
$D_{\text{ing}}$	[ $\mu\text{Sv/Bq}$ ] Dosiskoeffizient (Tabelle A der Strahlenschutz-Grundnormen [EUR 96], Altersklasse 1–2 Jahre),
$M$	[g/a] aufgenommene Menge,
$C_f$	Umrechnungsfaktor für Aktivität im Bauschutt [(Bq/g)/(Bq/cm <sup>2</sup> )] bei Gebäuden, oder [-] bei Bauschutt,
$t_{\text{init}}$	[a] Zeitdauer zwischen Freigabe und Beginn des Szenarios
$f_{\text{dec}}$	[-] nuklidspezifischer Faktor gemäß (G 3-8) zur Berücksichtigung des Zerfalls während der Szenariendauer (1 a)
$f_k$	[-] Aufkonzentrationsfaktor der Aktivität in der inkorporierbaren Feinstaubfraktion.

Die Parameter und die zugehörigen Werte werden zusammenfassend in Tabelle 3.7 dargestellt.

### 3.2.3.3.2 Ingestion von kontaminiertem Wasser (Grundwasserpfad)

Wenn der Bauschutt auf einer Deponie abgelagert wird oder zur Verfüllung (beispielsweise der verbleibenden Baugrube nach dem Gebäudeabriss) oder auch unversiegelt im Wegebau verwendet wird, ist es möglich, dass die Aktivität aus dem Bauschutt ausgewaschen wird und mit dem Sickerwasser in einen Grundwasserleiter gelangt und auf diese Weise eine Dosis durch Ingestion verursacht.

In früheren Untersuchungen (u. a. [DEC 99]) werden zwei verschiedene Szenarien für die Benutzung von kontaminiertem Wasser beschrieben:

- Im ersten Szenario diffundiert das eingedrungene Sickerwasser durch den Deponiekörper hindurch in einen Grundwasserleiter und wird von dort zu einem nahegelegenen Brunnen transportiert.
- Im zweiten Szenario fließen die kontaminierten Wässer aus der Entwässerung der Deponie sowie das unbehandelte Sickerwasser in einen (oberirdischen) Wasserlauf, der für Bewässerungszwecke genutzt wird.

Das erste Szenario („Privatbrunnenszenario“) ist das restriktivere der beiden und wird daher zur Abschätzung der radiologischen Auswirkungen bei Migration von Radionukliden aus Bauschutt in die Biosphäre herangezogen, wobei der Einsatz des Bauschutts als Verfüllmaterial oder bei Deponierung betrachtet wird.

Um die Dosisberechnungen zu vereinfachen, wird in [DEC 99] angenommen, dass das Brunnenwasser nur als Trinkwasser genutzt wird. Es wird dort außerdem nur eine Unterscheidung zwischen Kindern (Altersgruppe 1 – 2 Jahre) und Erwachsenen getroffen. Dieser Ansatz wird hier übernommen,

obwohl andere, in Deutschland durchgeführte Untersuchungen auch weitere Teilpfade (Nutzung des kontaminierten Wassers zur Bewässerung von Weiden und Nutzpflanzen im Garten und anschließender Verzehr von Pflanzen sowie Milch und Fleisch von Vieh, das auf den so bewässerten Weiden stand) berücksichtigen.

Die Dosis durch Trinkwasingestion berechnet sich gemäß (G 3-12).

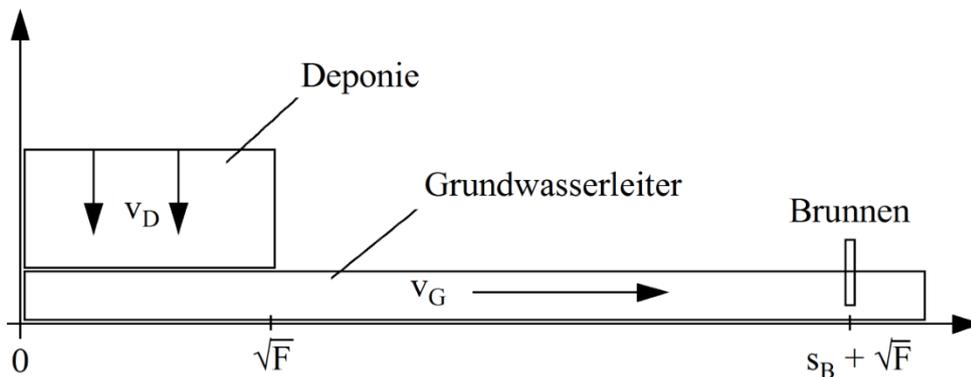
$$H_{\text{ing}} = D_{\text{ing}} \cdot Q_w \cdot C_w \cdot f_A \quad (\text{G 3-12})$$

wobei

- $H_{\text{ing}}$  [( $\mu\text{Sv/a}$ )/( $\text{Bq/g}$ )] oder [( $\mu\text{Sv/a}$ )/( $\text{Bq/cm}^2$ )] Individualdosis durch Ingestion kontaminierten Trinkwassers
- $D_{\text{ing}}$  [ $\mu\text{Sv/Bq}$ ] Dosiskoeffizient (Tabelle A der Strahlenschutz-Grundnormen [EUR 96]),
- $Q_w$  [ $1/\text{a}$ ] jährlicher Trinkwasserkonsum,
- $C_w$  [( $\text{Bq/l}$ )/( $\text{Bq/cm}^2$ )] oder [( $\text{Bq/l}$ )/( $\text{Bq/g}$ )] Radionuklidkonzentration im Brunnenwasser, dient auch zur Berücksichtigung des radioaktiven Zerfalls,
- $f_A$  [-] Umrechnungsfaktor für Gebäude, 0,0165 (1 für Bauschutt)

Die Einführung des Umrechnungsfaktors  $f_A$  für die Berechnungen im Fall der Gebäudefreigabe ist notwendig, da die Aktivitäten im Grundwasserleiter für den Fall der Bauschuttfreigabe berechnet werden (s.u. (G 3-13)). Bei einer deponierten Menge von 100.000 Mg ( $10^{11}$  g) und 20 %-iger Ausschöpfung des Freigabewerts wird eine Referenzmenge von  $2 \cdot 10^{10}$  Bq deponiert. Die Konzentration im Trinkwasser wird für diese Aktivitätsmenge berechnet. Für die Berechnung flächenbezogener Werte dagegen muss noch die Konversion von Masse zu Oberfläche berücksichtigt werden. Die deponierte Menge von 100.000 Mg entsprechen  $10^5$  m<sup>2</sup> bzw.  $10^9$  cm<sup>2</sup>. Da die Berechnung sich auf die Einheitsaktivität 1 Bq/cm<sup>2</sup> beziehen soll, muss die Referenzaktivität  $2 \cdot 10^{10}$  Bq mit 0,05 multipliziert werden, um  $10^9$  Bq zu erreichen. Der Wert 0,05 ergibt zusammen mit der Berücksichtigung des flächenbezogenen Ausschöpfungsgrades von 0,33 den Gesamt-Umrechnungsfaktor 0,0165.

Abbildung 3-3: Schematische Darstellung des Transports der Aktivität aus einer Deponie zu einem Privatbrunnen;  $v_G = k_f \cdot dh/dl$



Um die Radionuklidkonzentration  $C_w$  im Brunnenwasser zu bestimmen, wird eine einfache eindimensionale Lösung für den Transport von Radionukliden durch eine wachsende Deponie, die sich ohne Basisabdichtung direkt über einem durchlässigen Grundwasserleiter befindet, abgeleitet. Weiterhin wird angenommen, dass die Radionuklidkonzentration in der flüssigen Phase im Gleichgewicht mit den Radionukliden in der festen Phase ist ( $K_d$ -Ansatz). Die radionuklidspezifischen Verteilungsfaktoren  $K_d$  entsprechen typischen Werten für sandige Böden. Die Radionuklide werden durch Deponiesickerwasser aus dem Bauschutt in einen gesättigten, unbegrenzten Grundwasserleiter ausgewaschen. Die Entnahmestelle (Privatbrunnen) wird in einer Entfernung von 500 m von der Deponie

angenommen und dient als Trinkwasserentnahmestelle. (G 3-13) wird zur Berechnung der Konzentration im Brunnenwasser verwendet:

$$C_w = \frac{A}{hF\lambda(n_G + \rho_G K_d)} e^{-\lambda t_o} \left( e^{\frac{\lambda \sqrt{F} |v_{ND}|}{v_{NG}(r+|v_{ND}|)}} - 1 \right) \quad (\text{G 3-13})$$

wobei

$A$	[(Bq/a)/(Bq/g)] oder [(Bq/a)/(Bq/cm <sup>2</sup> )] Gesamtaktivität,
$h$	[m] Mächtigkeit des Grundwasserleiters,
$F$	[m <sup>2</sup> ] Deponiefläche,
$\lambda$	[1/a] radioaktive Zerfallskonstante,
$n_G$	[-] nutzbarer Porenraumanteil im Grundwasserleiter
$\rho_G$	[g/cm <sup>3</sup> ] trockene Schüttdichte des Grundwasserleiters
$K_d$	[cm <sup>3</sup> /g] radionuklidspezifischer Verteilungskoeffizient im Grundwasserleiter,
$v_{ND}$	[m/a] Wandergeschwindigkeit des Radionuklids durch den Deponiekörper,
$v_{NG}$	[m/a] Wandergeschwindigkeit des Radionuklids durch den Grundwasserleiter,
$v_G$	[m/a] Grundwassergeschwindigkeit,
$r$	[m/a] Wachstumsrate der Deponie,

$t_o = x_o / v_{NG}$  [a] Zeitpunkt der maximalen Konzentration,

$x_o = \sqrt{F} + s_B$  [m] Position des Privatbrunnens.

Die Wandergeschwindigkeit eines Radionuklids durch den Deponiekörper  $v_{ND}$  und durch den Grundwasserleiter  $v_{NG}$  wird gemäß (G 3-14) und (G 3-15) berechnet.

$$v_{ND} = \frac{v_D}{n_D + \rho_D K_d} \quad (\text{G 3-14})$$

$$v_{NG} = \frac{k_f \cdot dh/dl}{n_G + \rho_G K_d} \cdot n_G \quad (\text{G 3-15})$$

Die Parameter zur Berechnung der maximalen Radionuklidkonzentration des Wassers im Privatbrunnen sind in Tabelle 3.7 zusammengestellt. Die massen- bzw. flächenbezogene Gesamtaktivität  $A$  wird durch Multiplikation der Bauschuttmenge (10<sup>11</sup> g) mit dem Konversions- bzw. Vermischungsfaktor  $C_f$  gemäß Tabelle 3.7 berechnet.

### 3.2.3.4 Ingestion von pflanzlichen Produkten, die in mit Bauschutt vermischtem Boden wachsen

Wird das Anlagengelände, bei dem freigegebener Bauschutt als Verfüllmaterial verwendet wurde, rekultiviert, oder wird eine Deponie, auf der der freigegebene Bauschutt eingelagert wurde, nach deren Schließung neu genutzt, kann es durch Transfer von Aktivität aus dem Bauschutt in die Pflanzen zu einer Kontamination von pflanzlichen Nahrungsmitteln kommen, die auf dem Gelände angebaut werden.

Da Pflanzen nicht unmittelbar im Bauschutt wachsen können, wird die Annahme getroffen, dass sich Bauschutt zu einem kleinen Anteil im (unbelasteten) Boden befindet. Ein solches Szenario ist z. B. dann realistisch, wenn eine Altdeponie, auf der Bauschutt eingelagert wurde, mit Boden abgedeckt wird, der anschließend umgepflügt wird, so dass Boden und Bauschutt gemischt werden. Es wird in diesem Zusammenhang angenommen, dass nur ca. 3% dieser Mischung vom Bauschutt gebildet werden. Um der Tatsache Rechnung zu tragen, dass ein solches Szenario nur mit einigem zeitlichen Abstand nach der Schließung der Deponie auftreten kann, wird eine Zeitspanne,  $t_{\text{init}}$ , von 10 a bis zum Szenariobeginn angesetzt, nach der dann erstmals Pflanzen zum Verzehr auf dieser Fläche wachsen.

Da die Zeitspanne des Pflanzenverzehr als relativ kurz anzunehmen ist, wird kein Zerfall während des Szenarios einbezogen.

Der Aktivitätsanteil, der vom Boden in die Pflanzen übertritt, wird mit Hilfe von elementspezifischen Transferfaktoren beschrieben, die im Anhang B aufgeführt sind.

In diesem Szenario wurde ferner der konservative Ansatz gewählt, für jedes Nuklid jeweils den Maximalwert über alle Altersgruppen für den Ingestionsdosisfaktor  $D_{ing}$  zu verwenden. Bei der überwiegenden Zahl von Nukliden entspricht der Maximalwert der niedrigsten Altersklasse. Mit diesem Ansatz wird in jedem Fall eine abdeckende Bewertung der berechneten Dosis erzielt.

Die Dosisberechnung erfolgt mit Hilfe von (G 3-16).

$$H_{ing} = D_{ing} \cdot C_f \cdot f_{soil} \cdot Q_{veg} \cdot T_{sp} \cdot e^{-\lambda_{veg} t_{veg}} \quad (G\ 3-16)$$

wobei

- $H_{ing}$  [( $\mu$ Sv/a)/(Bq/g)] oder [( $\mu$ Sv/a)/(Bq/cm<sup>2</sup>)] Individualdosis durch Ingestion von Pflanzen, die in mit rezykliertem Bauschutt vermischten Boden wachsen
- $D_{ing}$  [ $\mu$ Sv/Bq] Dosiskoeffizient (max. Wert über alle Altersklassen aus Tabelle A der Strahlenschutz-Grundnormen [EUR 96]),
- $f_{soil}$  [-] Anteil an Boden, der aus kontaminiertem Bauschutt besteht,
- $T_{sp}$  [-] Transfer-Faktor für Aktivitätstransfer aus dem Boden in die Pflanze,
- $C_f$  Umrechnungsfaktor für die aktuelle Aktivitätskonzentration im Bauschutt [(Bq/g)/(Bq/cm<sup>2</sup>)] für Gebäude oder [-] für Bauschutt,
- $t_{veg}$  [a] Zeit zwischen Freigabe und Beginn der Kultivierung des Bodens
- $Q_{veg}$  [kg/a] jährlicher Verbrauch an pflanzlichen Nahrungsmitteln.

Tabelle 3.7: Bauschutt und Gebäude zum Abriss: Parameter für die Szenarien zur Ingestion

Beschreibung der Parameter		Symbol	Bauschutt	Gebäude	Einheit
Zeit zwischen Freigabe und Beginn des Ingestionsszenarios	Arbeiter	$t_{init}$	0	0	a
	Erwachsener/Kind		1	2	a
Aufkonzentrationsfaktor	Arbeiter	$f_k$	3	3	--
	Erwachsener/Kind		1	1	--
Aufgenommene Menge Direktingestion	Arbeiter	$M$	20	20	g/a
	Kind		100	100	g/a
Jährlicher Trinkwasserkonsum	Erwachsener	$Q_w$	500	500	l/a
	Kind		200	200	l/a
jährlicher Pflanzenverzehr		$Q_{veg}$	100	100	kg/a
Vermischungsfaktor für massenspezifische Rechnungen		$C_f$	0,1	n.a.	--
Umrechnungsfaktor von oberflächen- auf massenspezifische Werte		$C_f$	n.a.	0,0033	(Bq/g)/(Bq/cm <sup>2</sup> )
Umrechnungsfaktor von Referenzaktivität in Deponie auf Aktivitätsmenge bei Gebäudefreigabe		$f_A$	n.a.	0,0165	--
Referenzmenge an Aktivität in Bq/g oder Bq/cm <sup>2</sup>		$A$	20		GBq/a
Deponiefläche		$F$	104		m <sup>2</sup>
Mächtigkeit des Grundwasserleiters		$h$	5		m
Wachstumsrate der Deponie		$r$	6,25		m/a
Abstand zwischen Deponie und Brunnen		$s_B$	500		m
Hydraulische Leitfähigkeit		$k_f$	0,003		m/s

Beschreibung der Parameter	Symbol	Bauschutt	Gebäude	Einheit
Hydraulischer Gradient	$dh/dl$	0,02		--
nutzbarer Porenraum im Grundwasserleiter	$n_G$	0,2		--
Dichte des Grundwasserleiters	$\rho_G$	1,86		g/cm <sup>3</sup> od. Mg/m <sup>3</sup>
Sickerwassergeschwindigkeit (Darcy)	$v_D$	0,2		m/a
nutzbarer Porenraum in der Deponie	$n_D$	0,25		--
Bauschuttmasse	-	105		Mg
Bodenanteil aus rezykliertem Bauschutt	$f_{soil}$	0,03		--
Bauschuttdichte	$\rho_D$	1,6		g/cm <sup>3</sup> od. Mg/m <sup>3</sup>
Zeitraum bis zum Anbau von Pflanzen	$t_{veg}$	10		a
Spalte „Bauschutt“: Parameterwerte anwendbar auf Freigabe von Bauschutt; Spalte „Gebäude“: analog für Freigabe von Gebäuden n.a.: nicht anwendbar auf diese Freigabeoption				

### 3.2.3.5 Hautdosis

Während der Aufbereitungsprozesse des Bauschutts (1.800 h/a) kann sich Staub auf der Haut ansammeln und eine Dosisbelastung durch Hautkontamination hervorrufen. Dieses Szenario kann unter Benutzung der gleichen Parameter wie beim Renovierungsszenario modelliert werden, mit Ausnahme der Expositionszeit, welche als Vollarbeitszeit mit 1.800 h/a angenommen wird. Die Berechnung erfolgt gemäß (G 3-17).

$$H_{skin} = D_{skin} \cdot w_{skin} \cdot k_f \cdot t_e \cdot f_k \cdot L_{dust} \cdot C_f \cdot f_{dec} \quad (G\ 3-17)$$

wobei

- $H_{skin}$  [( $\mu$ Sv/a)/(Bq/g)] oder [( $\mu$ Sv/a)/(Bq/cm<sup>2</sup>)] effektive Individualdosis durch Kontamination der Haut mit  $\beta$ -Strahlern,
- $D_{skin}$  [ $\mu$ Sv/h)/(Bq/cm<sup>2</sup>)] Hautdosiskoeffizient für 7 mg/cm<sup>2</sup>,
- $w_{skin}$  [-] Gewichtungsfaktor für die Haut entsprechend ICRP 60,
- $k_f$  [-] Anteil kontaminierter Haut an der gesamten Körperoberfläche,
- $t_e$  [h/a] Kontaminationsdauer der Haut,
- $f_k$  [-] Aufkonzentrationsfaktor für die Feinstaubfraktion,
- $L_{dust}$  [g/cm<sup>2</sup>] effektive Staubbelastung der kontaminierten Haut,
- $C_f$  Umrechnungsfaktor für die aktuelle Aktivität im Bauschutt [(Bq/g)/(Bq/cm<sup>2</sup>)] für Gebäude, oder [-] für Bauschutt,
- $f_{dec}$  [-] nuklidspezifischer Faktor gemäß (G 3-8) zur Berücksichtigung des Zerfalls während der Szenariendauer (1 a).

Der Konversionsfaktor  $C_f$  wird gemäß (G 3-9) auf die gleiche Weise berechnet wie bei den anderen Szenarien.

Tabelle 3.8: Bauschutt und Gebäude zum Abriss: Parameter für die Hautdosis

Beschreibung der Parameter	Symbol	Bauschutt	Gebäude	Einheiten
Hautgewichtsfaktor	$w_{skin}$	0,01	0,01	--
Anteil kontaminierter Haut	$k_f$	0,1	0,1	--
Kontaminationsdauer der Haut	$t_e$	1.800	1.800	h/a
Aufkonzentrationsfaktor für die Feinstaubfraktion	$f_k$	3	3	--
Staubbelegung auf der Haut	$L_{dust}$	0,05	0,05	g/cm <sup>2</sup>
Vermischungsfaktor für massenspezifische Berechnungen	$C_f$	0,1	n.a.	--
Umrechnungsfaktor von oberflächen- auf massenspezifische Werte	$C_f$		0,0033	(Bq/g)/(Bq/cm <sup>2</sup> )

Spalte „Bauschutt“: Parameterwerte anwendbar auf Freigabe von Bauschutt;  
 Spalte „Gebäude“: analog für Freigabe von Gebäuden  
 n.a.: nicht anwendbar auf diese Freigabeoption

### 3.2.4 Ergebnisse der Modellrechnungen in [THI 00]

Um einen Einblick in die Bandbreite der radiologischen Relevanz der betrachteten Szenarien für Radionuklide mit verschiedenen Eigenschaften zu geben, stellt Tabelle 3.9 die Ergebnisse der Berechnungen für einige relevante Nuklide jeweils mit dem begrenzenden Szenario für die Freigabe zur Folgenutzung der Gebäude zusammen, Tabelle 3.10 analog für die Freigabe von Gebäuden zum Abriss. Farblich hinterlegt sind jeweils die maximalen Dosisbeiträge.

Tabelle 3.9: Dosisberechnungen für die Szenarien zur Folgenutzung der Gebäude, in (μSv/a)/(Bq/cm<sup>2</sup>) [THI 00]

Nuklid	Externe Bestrahlung	Inhalation (Arbeiter, 5μm)	Ingestion (Arbeiter)	β-Hautdosis (7 mg/cm <sup>2</sup> )	restriktivstes Szenario
H-3	0,0E+0	4,4E-5	6,0E-5	0,0E+0	Ing. Arb.
C-14	0,0E+0	6,2E-4	8,3E-4	3,6E-3	β-Haut
Co-60	2,7E+1	1,8E-2	4,9E-3	1,2E-2	Ext. Bestr.
Sr-90	0,0E+0	8,5E-2	4,4E-2	4,5E-2	Inh. Arb.
Cs-137	6,8E+0	7,2E-3	1,9E-2	2,0E-2	Ext. Bestr.
Pu-241	0,0E+0	8,9E-1	8,9E-3	8,1E-7	Inh. Arb.
Am-241	3,3E-1	2,9E+1	2,9E-1	2,7E-5	Inh. Arb.

Tabelle 3.10: Dosisberechnungen (flächenbezogen) für die Szenarien zum Gebäudeabriss und zur anschließenden Rezyklierung des Bauschutts, in (μSv/a)/(Bq/cm<sup>2</sup>) [THI 00]

Nuklid	Ext. Bstr. Deponie	Inhalation Arb., 5μm	Ingestion		Kontamin. Wasser		Pflanzenverzehr	β-Hautd. 7 mg/cm <sup>2</sup>	restrikt. Szenario
			Arbeiter	Kind	Erwachs.	Kind			
H-3	0,0E+0	5,3E-6	8,1E-6	3,4E-5	2,3E-3	2,6E-3	0,0E+0	0,0E+0	Was. Kind
C-14	0,0E+0	7,8E-5	1,1E-4	5,3E-4	1,6E-3	1,7E-3	0,0E+0	2,9E-4	Was. Kind
Co-60	3,5E+0	2,1E-3	6,3E-4	6,4E-3	7,0E-12	2,2E-11	1,4E-3	9,4E-4	EB Dep.
Sr-90	0,0E+0	1,0E-2	6,1E-3	2,9E-2	1,2E-2	1,5E-2	2,9E-1	3,7E-3	Ing. Pfl.
Cs-137	8,3E-1	8,9E-4	2,5E-3	3,7E-3	1,5E-10	5,6E-11	5,1E-3	1,6E-3	EB Dep.
Pu-241	0,0E+0	1,1E-1	1,2E-3	3,2E-3	2,0E-32	1,4E-32	2,7E-5	6,5E-8	Inh. Arb.
Am-241	7,8E-3	3,6E+0	4,0E-2	1,2E-1	1,1E-6	7,9E-7	1,1E-3	2,2E-6	Inh. Arb.

Die folgende Tabelle 3.11 stellt die Berechnungsergebnisse aus [THI 00] zusammen. Diese Ergebnisse bildeten die Grundlage für die Übernahme der Werte in die Strahlenschutzverordnung von 2001. Die Spalten in Tabelle 3.11 entsprechen in der gegebenen Reihenfolge Anl. III Tab. 1 Sp. 8, 10 und 6 StrlSchV.

Tabelle 3.11: Abgeleitete Freigabewerte für Gebäude und Bauschutt [THI 00]

Radionuklid	Oberflächenspezifische Freigabewerte für Gebäude		massenbez. Freigabewerte für Bauschutt
	Weiternutzung oder Abriss	Direkter Abriss	
	Bq/cm <sup>2</sup>	Bq/cm <sup>2</sup>	Bq/g
H-3	3,8E+03	3,8E+03	6,2E+01
Be-7	7,6E+01	6,4E+02	4,5E+00
C-14	2,8E+03	5,8E+03	1,0E+01
F-18	2,7E+03	2,3E+04	2,3E-01
Na-22	4,4E-01	3,5E+00	1,0E-01
Na-24	9,5E+01	6,7E+02	5,4E-02
Si-31	4,4E+04	1,8E+07	2,5E+02
P-32	2,9E+03	3,7E+05	6,9E+02
P-33	7,1E+03	5,7E+05	1,9E+03
S-35	2,6E+03	9,7E+04	1,0E+03
Cl-36	3,2E+01	3,2E+01	1,1E+00
Cl-38	6,1E+03	4,4E+04	1,5E-01
K-40	5,7E+00	2,4E+01	7,9E-01
K-42	1,6E+03	1,2E+04	8,1E-01
K-43	2,2E+02	1,9E+03	2,3E-01
Ca-45	1,1E+03	2,5E+04	4,2E+02
Ca-47	4,7E+01	3,7E+02	2,1E-01
Sc-46	1,3E+00	1,1E+01	1,1E-01
Sc-47	6,1E+02	6,1E+03	2,7E+00
Sc-48	3,5E+01	2,8E+02	6,6E-02
V-48	4,6E+00	3,6E+01	7,6E-02
Cr-51	2,4E+02	2,1E+03	7,6E+00
Mn-51	6,4E+03	5,4E+04	2,3E-01
Mn-52	1,1E+01	9,0E+01	6,4E-02
Mn-52m	6,1E+03	4,9E+04	9,3E-02
Mn-53	2,3E+04	2,3E+04	1,5E+03
Mn-54	1,4E+00	1,2E+01	2,6E-01
Mn-56	1,2E+03	9,1E+03	1,3E-01
Fe-52	1,9E+02	1,5E+03	6,9E-02
Fe-55	1,0E+04	2,4E+04	6,1E+02
Fe-59	4,2E+00	3,3E+01	1,9E-01
Co-55	1,5E+02	1,2E+03	1,1E-01
Co-56	8,2E-01	6,1E+00	6,2E-02
Co-57	1,1E+01	1,3E+02	2,7E+00
Co-58	3,2E+00	2,6E+01	2,3E-01
Co-58m	1,9E+05	9,8E+08	4,7E+04
Co-60	3,7E-01	2,9E+00	8,9E-02
Co-60m	4,1E+06	6,6E+07	6,2E+01
Co-61	3,4E+04	4,8E+05	4,4E+00
Co-62m	8,7E+03	6,7E+04	8,3E-02
Ni-59	4,2E+04	8,9E+04	2,9E+03
Ni-63	1,8E+04	3,7E+04	1,2E+03
Ni-65	3,8E+03	2,9E+04	4,0E-01
Cu-64	2,1E+03	1,8E+04	1,2E+00

Radionuklid	Oberflächenspezifische Freigabewerte für Gebäude		massenbez. Freigabewerte für Bauschutt Bq/g
	Weiternutzung oder Abriss Bq/cm <sup>2</sup>	Direkter Abriss Bq/cm <sup>2</sup>	
Zn-65	2,4E+00	1,9E+01	3,8E-01
Zn-69	2,2E+05	7,3E+09	3,8E+04
Zn-69m	8,4E+02	7,2E+03	5,5E-01
Ga-72	1,4E+02	1,1E+03	8,2E-02
Ge-71	4,9E+04	9,1E+07	1,4E+05
As-73	4,0E+02	2,1E+04	2,1E+02
As-74	1,5E+01	1,3E+02	2,9E-01
As-76	4,5E+02	3,6E+03	5,2E-01
As-77	1,5E+04	1,3E+05	2,8E+01
Se-75	5,2E+00	4,9E+01	6,7E-01
Br-82	5,5E+01	4,4E+02	8,4E-02
Rb-86	1,2E+02	9,6E+02	2,3E+00
Sr-85	6,2E+00	5,2E+01	4,4E-01
Sr-85m	2,1E+04	1,9E+05	1,2E+00
Sr-87m	5,5E+03	4,7E+04	7,2E-01
Sr-89	1,7E+03	6,7E+04	4,4E+02
Sr-90	3,4E+01	3,4E+01	1,5E+00
Sr-91	7,7E+02	6,1E+03	3,2E-01
Sr-92	1,5E+03	1,1E+04	1,7E-01
Y-90	2,6E+03	1,8E+06	6,2E+02
Y-91	4,1E+02	8,1E+03	6,1E+01
Y-91m	1,1E+04	9,4E+04	4,2E-01
Y-92	5,8E+03	4,6E+04	8,8E-01
Y-93	5,7E+03	4,4E+04	2,5E+00
Zr-93	3,1E+02	2,5E+03	8,2E+01
Zr-95	1,4E+00	1,1E+01	9,1E-02
Zr-97	1,3E+02	1,1E+03	9,8E-02
Nb-93m	5,1E+02	3,8E+04	1,2E+03
Nb-94	5,3E-01	4,3E+00	1,4E-01
Nb-95	7,8E+00	6,3E+01	2,9E-01
Nb-97	6,1E+03	5,0E+04	3,3E-01
Nb-98	2,4E+03	1,9E+04	8,9E-02
Mo-90	9,9E+02	8,7E+03	2,7E-01
Mo-93	8,9E+01	2,6E+02	4,2E+00
Mo-99	4,9E+02	4,1E+03	1,5E+00
Mo-101	1,7E+03	1,5E+04	2,0E-02
Tc-96	1,9E+01	1,6E+02	8,9E-02
Tc-96m	1,2E+05	1,1E+06	5,4E+00
Tc-97	7,7E+01	6,9E+02	1,4E+01
Tc-97m	2,8E+02	5,2E+02	8,6E+00
Tc-99	7,0E+01	7,0E+01	1,4E+00
Tc-99m	7,0E+03	7,4E+04	2,4E+00
Ru-97	3,0E+02	2,9E+03	1,1E+00
Ru-103	1,1E+01	8,9E+01	4,6E-01
Ru-105	1,4E+03	1,2E+04	2,9E-01
Ru-106	5,5E+00	4,5E+01	1,1E+00
Rh-103m	1,8E+06	1,3E+09	6,7E+03
Rh-105	1,8E+03	1,6E+04	3,1E+00
Pd-103	7,6E+02	2,4E+05	5,4E+02
Pd-109	1,3E+04	4,6E+06	3,3E+02

Radionuklid	Oberflächenspezifische Freigabewerte für Gebäude		massenbez. Freigabewerte für Bauschutt Bq/g
	Weiternutzung oder Abriss Bq/cm <sup>2</sup>	Direkter Abriss Bq/cm <sup>2</sup>	
Ag-105	9,8E+00	8,5E+01	4,5E-01
Ag-108m	5,1E-01	4,2E+00	1,4E-01
Ag-110m	4,9E-01	3,9E+00	8,1E-02
Ag-111	1,1E+03	9,4E+03	9,0E+00
Cd-109	4,0E+01	4,1E+03	1,0E+02
Cd-115	2,4E+02	2,1E+03	6,1E-01
Cd-115m	2,2E+02	1,8E+03	1,0E+01
In-111	1,9E+02	1,8E+03	6,7E-01
In-113m	1,1E+04	1,0E+05	9,1E-01
In-114m	3,2E+01	3,0E+02	2,0E+00
In-115m	6,7E+03	6,2E+04	1,5E+00
Sn-113	7,1E+00	6,7E+01	8,9E-01
Sn-125	7,5E+01	5,9E+02	7,3E-01
Sb-122	1,7E+02	1,4E+03	5,0E-01
Sb-124	1,9E+00	1,5E+01	1,2E-01
Sb-125	2,1E+00	1,8E+01	5,4E-01
Te-123m	1,4E+01	1,6E+02	2,1E+00
Te-125m	9,5E+01	1,8E+04	1,3E+02
Te-127	4,1E+04	9,1E+05	4,8E+01
Te-127m	1,3E+02	3,3E+03	4,3E+01
Te-129	7,5E+04	6,9E+05	4,3E+00
Te-129m	8,1E+01	7,8E+02	3,4E+00
Te-131	2,9E+04	2,5E+05	5,7E-01
Te-131m	1,2E+02	9,7E+02	1,6E-01
Te-132	2,5E+01	2,1E+02	8,7E-02
Te-133	2,6E+04	2,1E+05	2,4E-01
Te-133m	2,5E+03	2,0E+04	9,4E-02
Te-134	8,2E+03	7,0E+04	2,7E-01
I-123	2,3E+03	2,6E+04	1,9E+00
I-125	7,5E+01	1,4E+04	1,1E+02
I-126	3,4E+01	2,9E+02	5,0E-01
I-129	7,5E+00	7,5E+00	1,2E-01
I-130	1,9E+02	1,6E+03	1,0E-01
I-131	6,7E+01	5,8E+02	6,1E-01
I-132	9,7E+02	7,8E+03	9,7E-02
I-133	3,9E+02	3,2E+03	3,7E-01
I-134	2,2E+03	1,8E+04	8,4E-02
I-135	5,1E+02	3,9E+03	1,4E-01
Cs-129	5,3E+02	5,2E+03	9,2E-01
Cs-131	8,7E+02	1,6E+05	2,0E+02
Cs-132	4,4E+01	3,7E+02	3,2E-01
Cs-134	6,2E-01	5,1E+00	1,4E-01
Cs-134m	6,5E+04	1,2E+06	1,9E+01
Cs-135	1,8E+03	8,8E+03	4,3E+02
Cs-136	7,4E+00	6,0E+01	1,0E-01
Cs-137	1,5E+00	1,2E+01	4,0E-01
Cs-138	4,3E+03	3,2E+04	9,4E-02
Ba-131	2,9E+01	3,4E+02	5,2E-01
Ba-140	6,1E+00	4,7E+01	7,8E-02
La-140	5,7E+01	4,4E+02	9,6E-02

Radionuklid	Oberflächenspezifische Freigabewerte für Gebäude		massenbez. Freigabewerte für Bauschutt Bq/g
	Weiternutzung oder Abriss Bq/cm <sup>2</sup>	Direkter Abriss Bq/cm <sup>2</sup>	
Ce-139	1,1E+01	1,4E+02	2,1E+00
Ce-141	8,8E+01	1,0E+03	4,2E+00
Ce-143	5,4E+02	5,2E+03	9,4E-01
Ce-144	2,6E+01	2,4E+02	5,2E+00
Pr-142	4,8E+03	3,6E+04	3,8E+00
Pr-143	4,2E+03	6,4E+05	1,1E+03
Nd-147	1,3E+02	1,4E+03	2,0E+00
Nd-149	7,5E+03	6,9E+04	6,6E-01
Pm-147	1,5E+03	2,1E+04	6,0E+02
Pm-149	7,0E+03	7,2E+04	2,1E+01
Sm-151	3,6E+03	2,9E+04	9,5E+02
Sm-153	1,7E+03	3,8E+04	9,7E+00
Eu-152	7,5E-01	6,2E+00	2,0E-01
Eu-152m	1,7E+03	1,4E+04	7,3E-01
Eu-154	7,0E-01	5,7E+00	1,8E-01
Eu-155	1,5E+01	2,6E+02	8,1E+00
Gd-153	1,2E+01	2,9E+02	6,0E+00
Gd-159	6,6E+03	7,0E+04	7,0E+00
Tb-160	2,8E+00	2,3E+01	2,1E-01
Dy-165	6,3E+04	8,6E+05	1,1E+01
Dy-166	7,5E+02	1,1E+04	4,9E+00
Ho-166	5,0E+03	6,9E+04	1,0E+01
Er-169	1,0E+04	2,3E+06	2,7E+03
Er-171	1,8E+03	1,7E+04	7,0E-01
Tm-170	3,7E+02	9,0E+03	1,3E+02
Tm-171	1,5E+03	5,6E+04	1,5E+03
Yb-175	1,2E+03	1,1E+04	6,3E+00
Lu-177	9,4E+02	9,9E+03	8,5E+00
Hf-181	8,7E+00	7,7E+01	4,4E-01
Ta-182	1,7E+00	1,4E+01	1,8E-01
W-181	5,0E+01	1,7E+03	2,4E+01
W-185	8,1E+02	3,4E+04	3,2E+02
W-187	4,4E+02	3,8E+03	4,9E-01
Re-186	3,0E+03	3,9E+04	1,9E+01
Re-188	5,0E+03	4,9E+04	4,4E+00
Os-185	3,3E+00	2,9E+01	3,3E-01
Os-191	2,0E+02	3,2E+03	6,5E+00
Os-191m	3,2E+04	2,4E+06	1,7E+02
Os-193	2,5E+03	2,5E+04	4,0E+00
Ir-190	5,8E+00	5,0E+01	7,8E-02
Ir-192	3,6E+00	3,1E+01	2,9E-01
Ir-194	2,9E+03	2,4E+04	2,5E+00
Pt-191	2,6E+02	2,8E+03	1,0E+00
Pt-193m	4,7E+03	1,2E+05	6,6E+01
Pt-197	1,2E+04	1,8E+05	1,8E+01
Pt-197m	4,0E+04	4,8E+05	4,1E+00
Au-198	1,9E+02	1,6E+03	5,7E-01
Au-199	7,9E+02	8,5E+03	3,5E+00
Hg-197	1,2E+03	2,7E+04	9,4E+00
Hg-197m	2,5E+03	3,1E+04	4,0E+00

Radionuklid	Oberflächenspezifische Freigabewerte für Gebäude		massenbez. Freigabewerte für Bauschutt Bq/g
	Weiternutzung oder Abriss Bq/cm <sup>2</sup>	Direkter Abriss Bq/cm <sup>2</sup>	
Hg-203	1,9E+01	1,8E+02	1,1E+00
Tl-200	1,5E+02	1,2E+03	1,8E-01
Tl-201	8,0E+02	1,4E+04	5,5E+00
Tl-202	3,7E+01	3,4E+02	5,3E-01
Tl-204	4,8E+02	2,5E+03	8,1E+01
Pb-203	3,2E+02	3,3E+03	9,3E-01
Pb-210	1,4E+00	1,4E+00	8,7E-02
Pb-212	7,8E+01	2,3E+03	1,3E-01
Bi-206	1,1E+01	8,5E+01	6,9E-02
Bi-207	5,5E-01	4,5E+00	1,5E-01
Bi-210	3,3E+01	1,3E+04	8,8E+00
Bi-212	2,4E+02	2,8E+04	1,6E-01
Po-203	4,6E+03	3,8E+04	1,3E-01
Po-205	1,7E+03	1,4E+04	1,4E-01
Po-207	6,1E+02	5,1E+03	1,6E-01
Po-210	4,2E+00	7,4E+01	1,1E+00
At-211	8,4E+01	3,4E+05	1,3E+01
Ra-223	1,6E+00	2,9E+02	4,3E-01
Ra-224	3,5E+00	2,7E+02	1,3E-01
Ra-225	6,2E-01	8,4E+01	1,6E-01
Ra-226	4,9E-01	9,4E-01	8,3E-02
Ra-227	3,6E+04	3,4E+05	1,3E+00
Ra-228	4,4E-01	3,8E+00	1,2E-01
Ac-228	1,5E+02	7,3E+03	2,4E-01
Th-226	1,2E+02	1,1E+07	3,2E+01
Th-227	5,8E-01	6,4E+01	1,5E-01
Th-228	2,7E-01	2,6E+00	7,3E-02
Th-229	1,2E-01	9,4E-01	3,1E-02
Th-230	3,3E-01	2,7E+00	8,8E-02
Th-231	9,5E+03	3,1E+05	4,3E+01
Th-232	1,4E-01	1,2E+00	3,8E-02
Th-234	3,7E+02	3,8E+03	1,2E+01
Pa-230	1,6E+01	1,5E+02	3,5E-01
Pa-231	1,3E-02	1,1E-01	3,5E-03
Pa-233	3,6E+01	3,5E+02	1,2E+00
U-230	7,7E-01	7,6E+01	2,1E-01
U-231	6,4E+02	1,1E+04	6,1E+00
U-232	1,7E-01	1,4E+00	4,5E-02
U-233	1,2E+00	9,7E+00	3,2E-01
U-234	1,4E+00	1,1E+01	3,6E-01
U-235	1,3E+00	1,0E+01	3,4E-01
U-236	1,5E+00	1,2E+01	3,9E-01
U-237	2,2E+02	2,9E+03	2,6E+00
U-238	1,6E+00	1,3E+01	4,3E-01
U-239	1,6E+05	4,3E+06	9,3E+00
U-240	1,1E+03	8,9E+03	6,8E-01
Np-237	6,2E-01	5,0E+00	1,6E-01
Np-239	5,4E+02	5,8E+03	1,8E+00
Np-240	4,1E+03	3,5E+04	2,0E-01
Pu-234	5,2E+02	8,0E+04	3,8E+00

Radionuklid	Oberflächenspezifische Freigabewerte für Gebäude		massenbez. Freigabewerte für Bauschutt Bq/g
	Weiternutzung oder Abriss Bq/cm <sup>2</sup>	Direkter Abriss Bq/cm <sup>2</sup>	
Pu-235	8,8E+04	1,2E+06	2,7E+00
Pu-236	7,1E-01	6,5E+00	1,9E-01
Pu-237	9,8E+01	1,5E+03	8,5E+00
Pu-238	3,1E-01	2,5E+00	8,2E-02
Pu-239	2,9E-01	2,3E+00	7,7E-02
Pu-240	2,9E-01	2,3E+00	7,7E-02
Pu-241	1,1E+01	9,2E+01	3,0E+00
Pu-242	3,0E-01	2,4E+00	8,0E-02
Pu-243	4,3E+04	7,0E+05	1,9E+01
Pu-244	3,1E-01	2,5E+00	8,2E-02
Am-241	3,4E-01	2,8E+00	9,1E-02
Am-242	7,7E+02	3,3E+05	2,9E+01
Am-242m	3,2E-01	2,6E+00	8,5E-02
Am-243	3,4E-01	2,8E+00	9,1E-02
Cm-242	2,5E+00	4,0E+01	6,7E-01
Cm-243	4,6E-01	3,8E+00	1,2E-01
Cm-244	5,5E-01	4,5E+00	1,5E-01
Cm-245	3,0E-01	2,4E+00	8,0E-02
Cm-246	3,4E-01	2,8E+00	9,1E-02
Cm-247	3,7E-01	3,0E+00	9,9E-02
Cm-248	9,8E-02	7,9E-01	2,6E-02
Bk-249	8,4E+01	9,8E+02	2,2E+01
Cf-246	2,7E+01	3,6E+04	7,1E+00
Cf-248	1,5E+00	1,7E+01	4,0E-01
Cf-249	2,1E-01	1,7E+00	5,5E-02
Cf-250	4,2E-01	3,5E+00	1,1E-01
Cf-251	2,0E-01	1,6E+00	5,4E-02
Cf-252	7,1E-01	6,6E+00	1,9E-01
Cf-253	9,3E+00	1,1E+03	2,5E+00
Cf-254	4,2E-01	1,4E+01	1,1E-01
Es-253	4,4E+00	4,4E+02	1,2E+00
Es-254	1,4E+00	1,2E+01	2,5E-01
Es-254m	1,7E+01	1,9E+03	4,0E-01
Fm-254	1,2E+02	1,8E+06	3,2E+01
Fm-255	3,6E+01	8,7E+04	9,5E+00
Ac-227	1,5E-02	1,2E-01	3,9E-03

### 3.3 Radiologisches Modell für die Freigabe von Bodenflächen von Standorten

Die folgende Darstellung des radiologischen Modells für die Freigabe von Bodenflächen von Standorten gibt die wichtigsten Passagen hierzu aus [THI 99] wieder. Der beschreibende Text aus [THI 99] und die Herleitung von Formeln wurden gekürzt.

Generell wurde in [THI 99] zwischen den Expositionsumständen während der Bauphase und während der Phase der Neunutzung des Standorts unterschieden. Unter der Bauphase ist die Phase zu verstehen, in der die noch bestehenden Gebäude der freigegebenen Anlage auf dem Standort abgebaut werden und anschließend – soweit vorgesehen – die Bauwerke für die Neunutzung errichtet werden. Hierbei wird vorwiegend Personal exponiert, das die Bauarbeiten ausführt. Für die Zeit nach Abschluss der Bauphase, wenn das Gelände also seinem neuen Nutzungszweck übergeben wird, werden

Szenarien betrachtet, die abdeckend alle Tätigkeiten für die allgemeine Bevölkerung beschreiben. Hierzu gehört der Aufenthalt in Häusern, die auf der Fläche errichtet wurden, ebenso wie der Aufenthalt in dazugehörigen Gärten oder auf Grünflächen.

### 3.3.1 Externe Bestrahlung

#### 3.3.1.1 Grundlagen

Die Dosis durch externe Bestrahlung berechnet sich aus den einzelnen Gammaenergien und deren Emissionswahrscheinlichkeiten gemäß (G 3-18) zusammen mit den zur jeweiligen Geometrie gehörigen energieabhängigen Dosisfaktoren und der Aufenthaltszeit.

$$H_{ext} = t_{exp} \cdot \sum_j \left( C_{D,j} \cdot \sum_i w_{i,j} \cdot D_{ext}(E_{i,j}) \right) \quad (G 3-18)$$

wobei

$H_{ext}$	:	Jahresdosis [ $\mu\text{Sv/a}$ ]
$t_{exp}$	:	Expositionszeit pro Jahr [h/a]
$C_{D,j}$	:	Aktivitätskonzentration des Nuklids j [ $\text{Bq/g}$ ]
$w_{i,j}$	:	Emissionswahrscheinlichkeit der Gammalinie i des Nuklids j [-]
$D_{ext}$	:	energieabhängiger Dosisfaktor [ $(\mu\text{Sv/h}) / (\text{Bq/g})$ ]
$E_{i,j}$	:	Energie der Gammalinie i des Nuklids j [MeV]
j	:	Laufindex über alle Nuklide
i	:	Laufindex über alle Gammalinien des Nuklids j

#### 3.3.1.2 Szenarien- und Parameterwahl

In diesem Abschnitt erfolgt die Definition von Szenarien, die die verschiedenen Expositionsmöglichkeiten durch externe Bestrahlung beschreiben. Zum Teil werden Expositionen in stehender und in liegender Stellung betrachtet (liegend z. B. beim Sonnenbad, beim Spielen von Kindern usw.). Die für die Dosisberechnung anzusetzende Äquivalenzhöhe ist 1 m für stehende Stellung und 10 cm (0,1 m) für liegende Stellung. In Übereinstimmung mit anderen Modellansätzen werden Kontaminationstiefen für die  $\gamma$ -strahlenden Nuklide von 5 cm bis 20 cm betrachtet.

##### 3.3.1.2.1 Bauphase

In Szenario 1.1 wird ein Bauarbeiter betrachtet, der  $\frac{1}{4}$  seiner Jahresarbeitszeit auf dem unabgedeckten Teil des Geländes arbeitet. Dieses Szenario beinhaltet auch den Arbeiter, der sich in der Baugrube befindet.

In Szenario 1.2 wird ein Bauarbeiter betrachtet, der  $\frac{1}{4}$  seiner Jahresarbeitszeit auf dem unabgedeckten Gelände und zusätzlich  $\frac{3}{4}$  seiner Jahresarbeitszeit auf dem Gelände arbeitet, welches durch das Aufbringen einer Schicht von 20 cm unkontaminierten Mutterboden abgedeckt wird.

Tabelle 3.12: Parameter für die Szenarien 1.1 und 1.2: Bauarbeiter, externe Bestrahlung

Parameter	Szenario 1.1	Szenario 1.2
Höhe über Boden	1 m	1 m
Expositionszeit	440 h/a ( $\frac{1}{4} \cdot 1.760$ h/a)	a) 440 h/a ( $\frac{1}{4} \cdot 1.760$ h/a) b) 1.320 h/a ( $\frac{3}{4} \cdot 1.760$ h/a)
Kontaminationstiefe	5 cm	5 cm
Abdeckung	keine	a) keine b) 20 cm Erdreich
Altersklasse:	Erwachsener	Erwachsener

### 3.3.1.2.2 Neunutzung

Die Szenarien 2.1 bis 2.3 gelten für Erwachsene sowie für Jugendliche der Altersgruppe 12 bis 17 Jahre. In den Szenarien 2.1.1 bis 2.1.3 wird eine Person betrachtet, die sich auf dem unabgedeckten Gelände aufhält, in den Szenarien 2.2.1 bis 2.2.4 wird zusätzlich eine Abdeckung angenommen.

- Szenario 2.1.1: Die Person befindet sich in einem Naherholungsgebiet und geht dort täglich 2 h spazieren und nimmt dort täglich während zweieinhalb Monaten im Sommer ein zweistündiges Sonnenbad.
- Szenario 2.1.2: Die Person hält sich im Wohnhaus mit Garten auf. Hierbei befindet sie sich täglich 12 h im Haus, das ohne Kellergeschoß direkt auf dem Gelände errichtet wurde, zusätzlich 2 h werktags und 12 h am Wochenende im Garten und 90 h/a beim Sonnenbad im Garten.
- Szenario 2.1.3: Ein Arbeiter aus der Land- und Forstwirtschaft bzw. dem Gartenbau arbeitet ein Fünftel der Jahresarbeitszeit auf dem Gelände, z. B. zur Parkpflege, zum Rasenmähen usw.
- Szenario 2.2.1 – 2.2.3: Analoge Szenarien zu 2.1.1 – 2.1.3, aber nach Aufbringung von 20 cm unkontaminierten Erdreichs.
- Szenario 2.2.4: Ein Arbeiter in einem Gewerbebetrieb hält sich arbeitstäglich 8 h auf dem Gelände auf, das mit einer 20 cm dicken Betonplatte abgedeckt ist.
- Szenario 2.3 beschreibt eine Person, die 8 h arbeitstäglich in einem Gebäude, das ohne Keller auf dem Gelände errichtet wurde, arbeitet.

In den Szenarien 3.1 und 3.2 werden Kinder der Altersgruppen 2 bis 7 Jahre sowie 7 bis 12 Jahre betrachtet. Die Szenarien 3.1.1 und 3.1.2 beziehen sich auf unabgedecktes Gelände, die Szenarien 3.2.1 und 3.2.2 nehmen zusätzlich eine Abdeckung an.

- Szenario 3.1.1: Das Kind hält sich täglich 4 h im Naherholungsgebiet auf.
- Szenario 3.1.2: Das Kind hält sich im Wohnhaus mit Garten auf. Hierbei befindet es sich täglich 12 h im Haus, das ohne Kellergeschoß direkt auf dem Gelände errichtet wurde, zusätzlich 4 h täglich im Garten, hiervon  $\frac{1}{4}$  der Zeit auf dem Boden liegend.
- Szenario 3.2.1: Das Kind hält sich im Naherholungsgebiet auf.
- Szenario 3.2.2: Das Kind hält sich im Wohnhaus mit Garten auf.

Die Szenarien 4.1 und 4.2 beschreiben ein Kleinkind (Altersgruppe 1 bis 2 Jahre). Die Szenarien 4.1.1 und 4.1.2 beziehen sich auf unabgedecktes Gelände, die Szenarien 4.2.1 und 4.2.2 nehmen zusätzlich eine Abdeckung an. Die Szenarien sind analog zu 3.1.1 bis 3.2.2, allerdings mit anderen Aufenthaltszeiten.

Tabelle 3.13 stellt alle Parameter zusammen.

Tabelle 3.13: Parameter für die Szenarien 2, 3 und 4: alle Altersgruppen, externe Bestrahlung

Parameter	Szenario 2.1.1 Szenario 2.2.1	Szenario 2.1.2 Szenario 2.2.2	Szenario 2.1.3 Szenario 2.2.3	Szenario 2.2.4 Szenario 2.3
Höhe über Boden	1 / 0,1 m	1 m (Haus) 1 / 0,1 m (Garten)	1 m	1 m
Expositionszeit	730 / 150 h/a	4.380 h/a (Haus) 810 / 90 h/a (Garten)	350 h/a	1760 h/a
Kontaminationstiefe	5 cm	5 cm	5 cm	5 cm
Abdeckung	keine für 2.1.1 20 cm für 2.2.1	keine für 2.1.2 20 cm für 2.2.2	keine für 2.1.3 20 cm für 2.2.3	20 cm Beton
Altersklasse:	Erwachsener, Ju- gendlicher 12 – 17 a	Erwachsener, Jugendli- cher 12 – 17 a	Erwachsener	Erwachsener
Parameter	Szenario 3.1.1 Szenario 3.2.1	Szenario 3.1.2 Szenario 3.2.2	Szenario 4.1.1 Szenario 4.2.1	Szenario 4.1.2 Szenario 4.2.2
Höhe über Boden	1 / 0,1 m	1 m (Haus) 1 / 0,1 m (Garten)	1 / 0,1 m	1 m (Haus) 1 / 0,1 m (Garten)
Expositionszeit	1.095 / 365 h/a	4.380 h/a (Haus) 1095 / 365 h/a (Garten)	950 / 510 h/a	5.840 h/a (Haus) 950 / 510 h/a (Garten)
Kontaminationstiefe	5 cm	5 cm	5 cm	5 cm
Abdeckung	keine für 3.1.1 20 cm für 3.2.1	keine für 3.1.2 20 cm für 3.2.2	keine für 4.1.1 20 cm für 4.2.1	keine für 4.1.2 20 cm für 4.2.2
Altersklasse:	Kinder 2 – 12 a	Kinder 2 – 12 a	Kinder 1 – 2 a	Kinder 1 – 2 a

Die vorangegangenen Szenariendefinitionen beruhen alle auf nur wenigen verschiedenen Expositionsgeometrien. Die Dosiskoeffizienten werden mittels des Programms MicroShield für alle Geometrien und Abschirmungen berechnet.

### 3.3.2 Inhalation

#### 3.3.2.1 Grundlagen

Die Exposition durch Inhalation berechnet sich gemäß (G 3-19) als Produkt aus Expositionszeit, Atemrate, Staubkonzentration in der Luft, massenspezifischer Aktivität des Staubs, evtl. anzunehmendem Aufkonzentrationsfaktor und dem Inhalationsdosisfaktor für das betreffende Nuklid. Liegt ein Nuklidgemisch vor, so ist über die Beiträge der Einzelnuklide zu summieren.

$$H_{inh} = t_{exp} \cdot W_A \cdot C_S \cdot \sum_i (D_{inh,i} \cdot A_{F,i} \cdot C_{D,i}) \quad (G 3-19)$$

wobei

- $H_{inh}$  : Jahresdosis durch Inhalation [ $\mu\text{Sv/a}$ ]
- $t_{exp}$  : Expositionszeit [h/a]
- $W_A$  : Atemrate [ $\text{m}^3/\text{h}$ ]
- $C_S$  : Staubkonzentration in der Luft [ $\text{kg}/\text{m}^3$ ]
- $D_{inh,i}$  : Inhalationsdosisfaktor des Nuklids  $i$  [ $\mu\text{Sv}/\text{Bq}$ ]
- $A_{F,i}$  : Aufkonzentrationsfaktor für das Nuklid  $i$  [-]
- $C_{D,i}$  : massenspezifische Aktivität des Nuklids  $i$  [ $\text{Bq}/\text{kg}$ ]
- $i$  : Laufindex über alle Nuklide

### 3.3.2.2 Szenarien- und Parameterwahl

In diesem Abschnitt erfolgt die Definition von Szenarien, die die Staubinhalation beschreiben. Hierbei wird zwischen der Bauphase und der Phase der Neunutzung unterschieden. Für die Berechnung der Inhalationsdosen werden die Dosisfaktoren aus [EUR 96] entnommen. Bei den unterschiedlichen Lungenretentionsklassen (F, M, S) wird immer der gemäß ICRP empfohlene Wert (zumeist M) angewandt. Des Weiteren wird generell eine Aufkonzentration von 4 in einatembaren Stäuben im Vergleich zur über die gesamte Masse bestimmten Aktivitätskonzentration angenommen. Dies trägt der Tatsache Rechnung, dass einer Kontamination an der Feinstaubfraktion eine höhere spezifische Oberfläche zur Anlagerung zur Verfügung steht.

#### 3.3.2.2.1 Bauphase

Die Szenarien 5.1 und 5.2 beschreiben die Staubinhalation des Bauarbeiters während der Bauphase. Da die größte Staubbelastung durch fahrende Baumaschinen auf unbefestigten Wegen innerhalb des Baugeländes verursacht wird, ist die höchste Staubkonzentration nur während der Arbeitsstunden zu unterstellen. Sie wird als Jahresmittelwert und nicht als Spitzenwert angegeben.

- Szenario 5.1: Der Bauarbeiter arbeitet  $\frac{1}{4}$  der Arbeitszeit auf dem Gelände und  $\frac{3}{4}$  der Arbeitszeit im Rohbau, wo eine geringere Staubkonzentration ( $0,12 \text{ mg/m}^3$ ) herrscht als im Freien ( $0,3 \text{ mg/m}^3$ ). Die Atemrate von  $1,8 \text{ m}^3/\text{h}$  entspricht der körperlichen Betätigung.
- Szenario 5.2: Der Bauarbeiter wohnt während der Bauphase auf der Baustelle, da es bei Großbaustellen heutzutage wegen der langen Anfahrtswege üblich ist, daß ein Großteil der Arbeitskräfte in der Woche auf der Baustelle wohnt. Der Bauarbeiter hält sich während des Arbeitsjahres (46 Wochen) 5 Tage in der Woche je 14 h pro Tag (insgesamt  $3.220 \text{ h/a}$ ) im Wohncontainer auf. Die Atemrate von  $0,8 \text{ m}^3/\text{a}$  entspricht Ruhe, Schlafen und geringer körperlicher Tätigkeit.

#### 3.3.2.2.2 Neunutzung

Die Szenarien 6.1 bis 6.5 beschreiben verschiedene Expositionssituationen für Erwachsene, z.T. im Rahmen von beruflichen Tätigkeiten auf dem Gelände.

- Szenario 6.1: Ein Erwachsener hält sich  $2,5 \text{ h}$  täglich im Naherholungsgebiet auf, das auf dem freigegebenen Standort eingerichtet wurde. Die mit  $1,0 \text{ m}^3/\text{h}$  als Mittelwert angesetzte Atemrate beinhaltet Ruhephasen und leichte körperliche Tätigkeiten wie z. B. Spazierengehen. Die Staubkonzentration wird mit  $0,02 \text{ mg/m}^3$  angesetzt.
- Szenario 6.2: Ein Erwachsener hält sich im Wohnhaus mit Garten auf, das auf dem freigegebenen Standort errichtet wurde. Die Aufenthaltszeit im Haus, wo eine Staubkonzentration von  $0,012 \text{ mg/m}^3$  angesetzt wird, beträgt  $12 \text{ h/d}$ . Die mit  $0,8 \text{ m}^3/\text{h}$  als langfristige Mittelwert angesetzte Atemrate deckt auch Ruhe- und Schlafenszeit mit ab. Für die Aufenthaltszeit im Garten, während der es durch Gartenarbeit zu einer Staubentwicklung kommt, wird zu  $900 \text{ h/a}$  angesetzt. Für die Atemrate wird ein Mittelwert von  $1,3 \text{ m}^3/\text{h}$  angenommen, der sich je zur Hälfte aus  $0,8 \text{ m}^3/\text{h}$  während Ruhephasen und  $1,8 \text{ m}^3/\text{h}$  während anstrengenderer Gartenarbeit zusammensetzt.
- Szenario 6.3: Ein Erwachsener treibt im Naherholungsgebiet, das auf dem freigegebenen Standort eingerichtet wurde, für  $2 \text{ h/d}$  Sport. Hierbei herrscht eine Staubkonzentration von  $0,02 \text{ mg/m}^3$ . Wegen der erhöhten körperlichen Belastung wird eine Atemrate von  $1,8 \text{ m}^3/\text{h}$  angenommen.
- Szenario 6.4: Ein Arbeiter in einem Gewerbe- oder Industriebetrieb, der auf dem freigegebenen Standort errichtet wurde, arbeitet  $90 \%$  der Jahresarbeitszeit, entsprechend  $1.580 \text{ h/a}$  im Freien und  $10 \%$ , entsprechend  $180 \text{ h/a}$  in einem Gebäude, Hierbei kann es sich z. B. um einen Ladearbeiter oder Lagerverwalter handeln. Wegen körperlich anstrengenderer Tätigkeit wird eine Atemrate von

1,8 m<sup>3</sup>/h angesetzt, für die Staubkonzentration wird im Freien ein Wert von 0,1 mg/m<sup>3</sup> und im Gebäude von 0,04 mg/m<sup>3</sup> angenommen.

- Szenario 6.5: Ein Arbeiter aus der Land- und Forstwirtschaft bzw. dem Gartenbau arbeitet 20 % der Jahresarbeitszeit entsprechend 350 h/a z. B. bei der Parkpflege auf dem freigegebenen Standort. Für die Staubkonzentration wird hierbei ein Wert von 0,1 mg/m<sup>3</sup> angenommen. Wegen körperlich anstrengenderer Tätigkeit wird eine Atemrate von 1,8 m<sup>3</sup>/h angesetzt.

Die Szenarien 7.1 und 7.2 bis 11.1 und 11.2 beschreiben jeweils Jugendliche und Kinder der verschiedenen Altersgruppen beim Aufenthalt in einem Naherholungsgebiet und beim Aufenthalt im Wohnhaus mit Garten. Sie korrespondieren damit zu den Szenarien 6.1 und 6.2 für Erwachsene. Der Übersichtlichkeit halber sind diese Szenarien im Folgenden nicht einzeln beschrieben, sondern werden mit den o.g. Szenarien 6.1 bis 6.5 in Tabelle 3.14 und Tabelle 3.15 zusammengestellt. Die Atemraten und Aufenthaltszeiten reflektieren jeweils das für die Altersgruppen anzunehmende Verhalten. Die Staubkonzentration im Freien wird für die Altersgruppen ab 7 Jahre höher angesetzt als für die Altersgruppen von 0 bis 7 Jahre, da für diese keine zusätzlich staubentwickelnde Tätigkeit im Garten (z. B. Gartenarbeit) angenommen wird.

Tabelle 3.14: Übersicht 1 zu den Szenarien zur Staubinhalation

Parameter	Szenario 5.1 Szenario 5.2	Szenario 6.3	Szenario 6.4	Szenario 6.5
Aufenthaltszeit im Gebäude [h/a]	1.320 (5.1) 3.220 (5.2)	-	180	-
Aufenthaltszeit im Freien [h/a]	440 (5.1) - (5.2)	730	1.580	350
Staubkonzentration im Gebäude [mg/m <sup>3</sup> ]	0,12 (5.1) 0,12 (5.2)	-	0,04	-
Staubkonzentration im Freien [mg/m <sup>3</sup> ]	0,3 (5.1) - (5.2)	0,02	0,1	0,1
Atemrate im Gebäude [m <sup>3</sup> /h]	1,8 (5.1) 0,8 (5.2)	-	1,8	-
Atemrate im Freien [m <sup>3</sup> /h]	1,8 (5.1) - (5.2)	1,8	1,8	1,8
Aufkonzentration [-]	4	4	4	4
Altersklasse:	Erwachsener	Erwachsener	Erwachsener	Erwachsener

Tabelle 3.15: Übersicht 2 zu den für alle Altersklassen gleichartigen Szenarien zur Staubinhalation

Parameter	Szenario 6.1 bis 11.1	Szenario 6.2 bis 11.2	gilt für Szenario:
Aufenthaltszeit im Gebäude [h/a]	-	4.380 4.380 4.380 5.700 5.700 5.700	6.1/6.2 7.1/7.2 8.1/8.2 9.1/9.2 10.1/10.2 11.1/11.2
Aufenthaltszeit im Freien [h/a]	900 1.460 1.460 1.460 1.460 1.460	900 2.190 2.190 1.460 1.460 1.460	6.1/6.2 7.1/7.2 8.1/8.2 9.1/9.2 10.1/10.2 11.1/11.2
Staubkonz. im Gebäude [mg/m <sup>3</sup> ]		0,012	alle
Staubkonz. im Freien [mg/m <sup>3</sup> ]	0,02	0,1 0,03	6.2, 7.2, 8.2 9.2, 10.2, 11.2
Atemrate im Gebäude [m <sup>3</sup> /h]	-	0,8 0,625 0,55 0,50 0,24 0,24	6.1/6.2 7.1/7.2 8.1/8.2 9.1/9.2 10.1/10.2 11.1/11.2
Atemrate im Freien [m <sup>3</sup> /h]	1 1 1 0,8 0,24 0,24	1,3 1 1 0,8 0,24 0,24	6.1/6.2 7.1/7.2 8.1/8.2 9.1/9.2 10.1/10.2 11.1/11.2
Aufkonzentration [-]	4	4	alle
Altersklasse:	Erwachsener 12 – 17 a 7 – 12 a 2 – 7 a 1 – 2 a 0 – 1 a	Erwachsener 12 – 17 a 7 – 12 a 2 – 7 a 1 – 2 a 0 – 1 a	6.1/6.2 7.1/7.2 8.1/8.2 9.1/9.2 10.1/10.2 11.1/11.2

### 3.3.3 Ingestion kontaminierten Erdreichs

#### 3.3.3.1 Grundlagen

Die Exposition durch Ingestion kontaminierten Erdreichs berechnet sich gemäß (G 3-20) als Produkt aus der aufgenommenen Masse des kontaminierten Erdreichs, der massenspezifischen Aktivität des Erdreichs und dem Ingestionsdosisfaktor für das betreffende Nuklid. Liegt ein Nuklidgemisch vor, so ist über die nuklidspezifischen Anteile zu summieren.

$$H_{ing} = m_{ing} \cdot \sum_i (D_{ing,i} \cdot C_{D,i}) \quad (\text{G 3-20})$$

wobei

$H_{ing}$	: Jahresdosis durch Ingestion	[ $\mu\text{Sv/a}$ ]
$m_{ing}$	: jährlich verzehrte Masse	[g/a]
$D_{ing,i}$	: Ingestionsdosisfaktor des Nuklids $i$	[ $\mu\text{Sv/Bq}$ ]
$C_{D,i}$	: massenspezifische Aktivität des Nuklids $i$	[Bq/kg]
$i$	: Laufindex über alle Nuklide	

### 3.3.3.2 Szenarien- und Parameterwahl

Grundsätzlich werden auch bei der Modellierung der Ingestion Expositionszeiten angesetzt, weil die Aufnahmewahrscheinlichkeit proportional zur Aufenthaltszeit auf dem Gelände ist. Deshalb werden die Werte 40 g/a für Kinder bis 12 Jahre und 20 g/a für Kinder älter als 12 Jahre sowie Erwachsene, die jeweils für Aufenthaltszeiten von 2.000 h/a gelten, über die Aufenthaltszeiten gewichtet. Die Ingestion kontaminierten Erdreichs beinhaltet auch die Ablagerung von Staubpartikeln in den oberen Atemwegen, die dann durch Verschlucken in den Verdauungstrakt gelangen.

#### 3.3.3.2.1 Bauphase

- Szenario 12: Ein Bauarbeiter nimmt 18 g/a kontaminierten Erdreichs während der Arbeitszeit (1.760 h/a) auf

#### 3.3.3.2.2 Neunutzung

- Szenario 13.1: Ein Erwachsener hält sich im Naherholungsgebiet auf, das auf dem freigegebenen Standort eingerichtet wurde. Seine Aufenthaltszeit beträgt 2,5 h/d, was einer inkorporierten Masse von 9 g Erdreich entspricht.
- Szenario 13.2: Ein Erwachsener hält sich im Garten seines Hauses auf, das auf dem freigegebenen Standort errichtet wurde. Während 900 h/a kann es hierbei zur Ingestion von Erdreich kommen (etwa bei der Gartenarbeit), so dass die aufgenommene Menge zu 9 g/a angenommen wird.
- Szenario 13.3: Ein Arbeiter aus der Land und Forstwirtschaft bzw. dem Gartenbau arbeitet 20 % seiner Jahresarbeitszeit auf dem freigegebenen Standort, etwa bei der Parkpflege. Hierbei nimmt er 4 g Erdreich auf.

Die Szenarien 14.1 und 14.2 bis 18.1 und 18.2 beschreiben jeweils Jugendliche und Kinder der verschiedenen Altersklassen und sind analog zu den Szenarien 13.1 und 13.2 gestaltet. Hierbei werden die erhöhten Aufnahmezeiten für jüngere Kinder sowie die der Altersklasse entsprechenden Aufenthaltszeiten berücksichtigt. Der Übersicht halber sind diese Szenarien im Folgenden nicht einzeln beschrieben, sondern werden zusammen mit den übrigen Szenarien in Tabelle 3.16 dargestellt.

Tabelle 3.16: Übersicht über die Szenarien zur Ingestion von Erdreich

Parameter	Szenario 13.1 bis 18.1	Szenario 13.2 bis 18.2	gilt für Szenario:
aufgenommene Menge Erdreich [g/a]	9	9	13.1/13.2
	17,5	21,5	14.1/14.2
	17,5	21,5	15.1/15.2
	35	44	16.1/16.2
	35	44	17.1/17.2
	35	44	18.1/18.2
Altersklasse:	Erwachsener	Erwachsener	13.1/13.2
	12 – 17 a	12 – 17 a	14.1/14.2
	7 – 12 a	7 – 12 a	15.1/15.2
	2 – 7 a	2 – 7 a	16.1/16.2
	1 – 2 a	1 – 2 a	17.1/17.2
	0 – 1 a	0 – 1 a	18.1/18.2

### 3.3.4 Ingestion von Radionukliden über Anbau von Pflanzen auf dem Standort

#### 3.3.4.1 Grundlagen

Findet auf dem Gelände der Anbau von Gemüse, Obst oder anderen Garten- und Feldfrüchten im Rahmen einer Garten- oder einer landwirtschaftlichen Nutzung statt, so ist der Transfer der Radionuklide aus dem Boden in Pflanzen und von dort in die menschliche Nahrungskette zu berücksichtigen. Betrachtet werden

- der direkte Verzehr von Obst und Gemüse,
- der Verzehr von Fleisch und Milch von Vieh, das auf dem kontaminierten Gelände weidet.

Hierfür werden die elementspezifischen Transferfaktoren der Allgemeinen Verwaltungsvorschrift (AVV) zu § 45 StrlSchV herangezogen, die den Übergang des jeweiligen Elements vom Boden in die Pflanze sowie in das Fleisch und die Milch des Viehs beschreiben.

Die Dosis durch Verzehr von Pflanzen, die gänzlich in kontaminiertem Erdreich gewachsen sind, berechnet sich gemäß (G 3-21) als Produkt aus der verzehrten Pflanzenmenge, dem massenspezifischen Nuklidgehalt des Bodens, dem Transferfaktor, der den Übergang vom Boden in die Pflanze beschreibt, dem Ingestionsdosisfaktor für das betreffende Nuklid sowie einem Exponentialterm, der den radioaktiven Zerfall während der Vegetationszeit, die zu 60 Tagen (0,16 a) angenommen wird, beschreibt. Liegt ein Nuklidgemisch vor, so ist über die Anteile der Einzelnuklide zu summieren.

$$H_{\text{ing,Pf}} = m_{\text{ing}} \cdot \sum_i (D_{\text{ing},i} \cdot C_{\text{Boden},i} \cdot T_{\text{Pf},i} \cdot e^{-\lambda_i \cdot t_{\text{veg}}}) \quad (\text{G 3-21})$$

wobei:

- $H_{\text{ing,Pf}}$  : Jahresdosis durch Pflanzenverzehr [ $\mu\text{Sv/a}$ ]  
 $m_{\text{ing}}$  : jährlich verzehrte Pflanzenmenge [g/a]  
 $D_{\text{ing},i}$  : Ingestionsdosisfaktor des Nuklids  $i$  [ $\mu\text{Sv/Bq}$ ]  
 $C_{\text{Boden},i}$  : massenspezifische Aktivität des Nuklids  $i$  im Boden [Bq/kg]  
 $T_{\text{Pf},i}$  : Transferfaktor Boden→Pflanze [(Bq/kg<sub>FS</sub>)/(Bq/kg<sub>TS</sub>)]  
 $t_{\text{veg}}$  : Vegetationszeit [a]  
 $\lambda$  : Zerfallskonstante [1/a]  
 $i$  : Laufindex über alle Nuklide.

Analog erhält man die Dosis durch Milch- bzw. Fleischverzehr gemäß

$$H_{\text{ing,Fl/Mi}} = m_{\text{ing}} \cdot \sum_i \left( D_{\text{ing},i} \cdot C_{\text{Wd},i} \cdot M_{\text{Fu}} \cdot \left( f_p + (1 - f_p) \cdot e^{-\lambda_i t_{\text{LF}}} \right) \cdot T_{\text{Fl/Mi}} \cdot e^{-\lambda_i (t_{\text{Wd}} + t_{\text{Fl}})} \right) \quad (\text{G 3-22})$$

wobei

- $H_{\text{ing,Fl/Mi}}$  : Jahresdosis durch Fleisch- bzw. Milchverzehr [ $\mu\text{Sv/a}$ ]
- $m_{\text{ing}}$  : jährlich verzehrte Menge an Milch bzw. Fleisch [l/a bzw. kg/a]
- $D_{\text{ing},i}$  : Ingestionsdosisfaktor des Nuklids  $i$  [ $\mu\text{Sv/Bq}$ ]
- $C_{\text{Wd},i}$  : massenspezifische Aktivität des Nuklids  $i$  in der Weidepflanze [Bq/kg]  
 $C_{\text{Wd},i} = C_{\text{Boden},i} \cdot T_{\text{Pf},i}$
- $M_{\text{Fu}}$  : tägliche Aufnahme von Weidefutter durch das Rindviehs (65 kg/d)
- $f_p$  : Bruchteil des Jahres, während dessen Tiere auf der Weide grasen (0,5)
- $T_{\text{Fl/Mi},i}$  : Transferfaktor Weidepflanze→Fleisch bzw. Milch für Nuklid  $i$  [d/kg $_{\text{Fl/Mi}}$ ]
- $t_{\text{Lf}}$  : Zeit zwischen Ernte und Verzehr von Lagerfutter (90 d)
- $t_{\text{Wd}}$  : Zeit bis zum erneuten Abweiden (30 d)
- $t_{\text{Fl}}$  : Zeit zwischen Schlachten und Fleischverzehr (20 d bei Fleischverzehr)
- $\lambda_i$  : Zerfallskonstante des Nuklids  $i$  [1/a]
- $i$  : Laufindex über alle Nuklide.

Wie aus (G 3-22) zu erkennen ist, werden die Beiträge der Einzelpfade Fleisch- und Milchverzehr aufsummiert, da sie alle eine gemeinsame Ursache haben.

### 3.3.4.2 Szenarien- und Parameterwahl

Wie für die bereits behandelten Belastungspfade werden die verschiedenen Altersklassen betrachtet, die sich in ihren Verzehrsgewohnheiten sowie den zugehörigen Ingestionsdosisfaktoren unterscheiden. Bei der Szenarienwahl wird vereinfachend und abdeckend unterstellt, dass sich das gesamte Wurzelwerk der Pflanzen im kontaminierten Teil des Erdreichs befindet und dass sämtliche für den Eigenbedarf angebaute Pflanzen von dem betrachteten Anlagengelände selbst stammen. Verzehrsmengen, die eine realistisch-abdeckende Anbaupraxis für den Eigenbedarf im Schreber- oder Hausgarten sowie im Gemüsegarten eines landwirtschaftlichen Betriebs beschreiben, werden in den folgenden Szenarien wie folgt angesetzt.

- Die Szenarien 19.1 bis 19.6 beschreiben den Verzehr von Gemüse und Obst, das in Eigenanbau im Garten auf dem freigegebenen Standort gezogen wurde. Die Verzehrsmengen gibt Tabelle 3.17 wieder.

Tabelle 3.17: Verzehrsmengen für Gemüse, Obst, Milch und Fleisch für die verschiedenen Altersklassen zu den Szenarien 19.1 bis 19.6

Szenario / Altersgruppe	Obst, Gemüse [kg/a]	Milch [l/a]	Fleisch [kg/a]
19.1, Erwachsene	135	100	37,5
19.2, 12 – 17 a	130	100	35
19.3, 7 – 12 a	107,5	100	25
19.4, 2 – 7 a	100	100	20
19.5, 1 – 2 a	75	100	5
19.6, 0 – 1 a	37,5	100	2,5

### 3.3.5 Ingestion von Radionukliden über den Grundwasserpfad

Die Modellierung der Ingestion von Radionukliden über den Wasserpfad erfolgt in zwei Stufen. Zunächst wird die Ausbreitung der Radionuklide im Boden unter dem Einfluss von Sickerwasser (einsickernder Regen) modelliert. Hierzu wird die vertikale Wanderung im Boden unter dem freigegebenen Standort, der Übertritt in einen Grundwasserleiter, der sich unter dieser Fläche befindet, und die horizontale Ausbreitung im Grundwasser unter dem Einfluss des Grundwasserflusses modelliert. Für die anschließende Berechnung der radiologischen Szenarien wird Wasserentnahme aus einem Brunnen auf dem oder sehr nahe neben dem Standort unterstellt, da die Nuklidkonzentration an der Geländekante, an der das Grundwasser abströmt, am größten ist. Die Wassernutzung wird mittels Szenarien gemäß [DEC 98] modelliert.

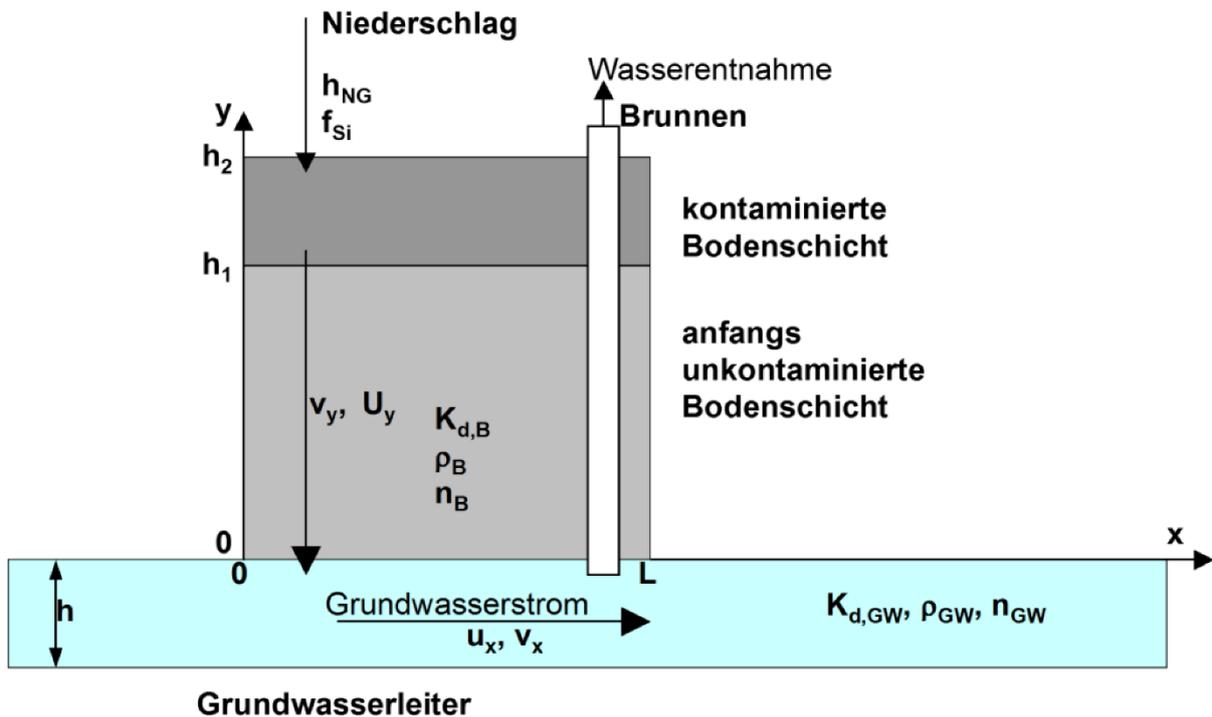
#### 3.3.5.1 Grundlagen

Für die Modellierung des Wasserpfades werden folgende Annahmen getroffen:

- Die Nuklide liegen zum Zeitpunkt der Freigabe als Schicht an der Geländeoberkante vor; die Dicke dieser Kontaminationsschicht hängt von der Vorgeschichte (Kontaminationsursache) sowie der Wanderungsgeschwindigkeit des Nuklids und der bisherigen Kontaminationszeit ab.
- Nach erfolgter Freigabe des Geländes wandern die Nuklide mit dem Sickerwasser senkrecht durch die ungesättigte Bodenzone bis zu einem Grundwasserleiter unter dem Gelände.
- Die Nuklide treten in diesen Grundwasserleiter über und werden mit dem Grundwasser weggeführt. Beim Übertritt ins Grundwasser erfolgt eine entsprechende Verdünnung gegenüber der Konzentration im Sickerwasser.
- An der Geländekante im Abstrom des Grundwasserleiters befindet sich ein Privatbrunnen, der zur Trinkwassergewinnung und zur Bewässerung von für den Eigenbedarf angebaute Pflanzen genutzt wird.

Diese Annahmen sowie die sonstigen Größen, die in der folgenden Herleitung verwendet werden, sind in Abbildung 3-4 illustriert.

Abbildung 3-4: Modellannahmen für die Ausbreitung der Nuklide über den Wasserpfad

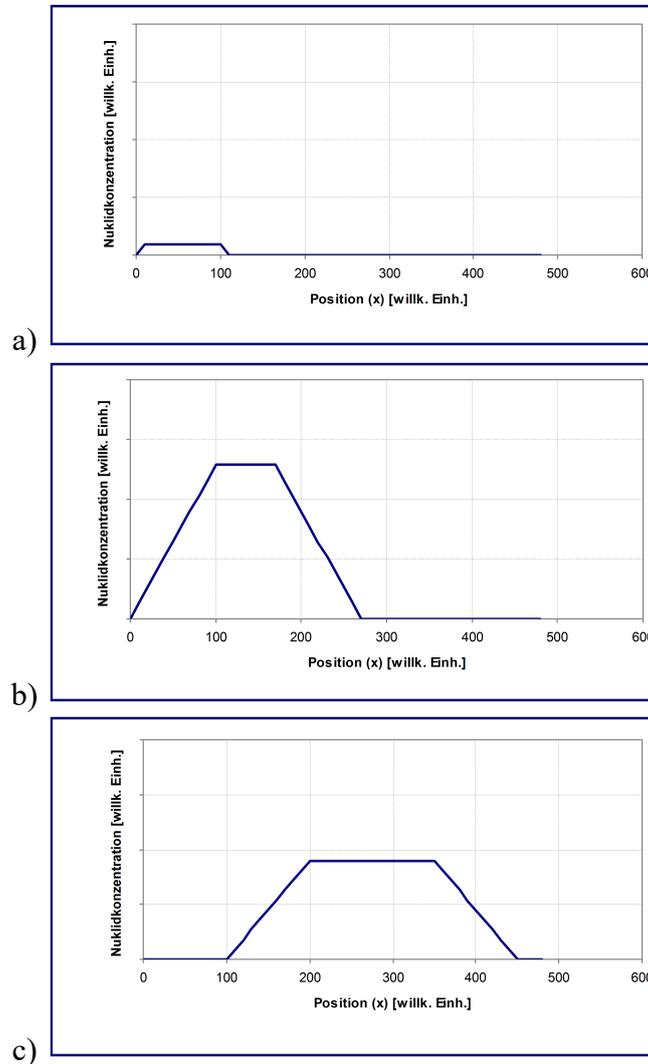


Die oberflächennahe Schicht enthält Radionuklide aus der Betriebszeit des betreffenden Standortes. Für die Ausbreitungsrechnungen werden folgende Annahmen gemacht:

- Anfangs sind Radionuklide nur in der Bodenschicht mit Höhen  $h_1 < y < h_2$  oberhalb des Grundwasserleiters vorhanden.
- Die Radionuklide sind in dieser kontaminierten Schicht homogen verteilt (konstante Konzentration  $c_0$ )
- Diffusion und Dispersion werden vernachlässigt (eine konservative Annahme)
- Beschränkung auf eine eindimensionale Betrachtung (y-Richtung für den Transport durch den Boden und x-Richtung für den Transport im Grundwasserleiter).
- Es kommen nach dem Zeitpunkt der Freigabe ( $t = 0$ ) keine neuen Radionuklide am (ehemaligen kerntechnischen) Standort hinzu. Der Quellterm für  $t > 0$  ist also null:  $Q(y, t > 0) = 0$ .
- Im Grundwasser wird von einer idealen Vermischung der Nuklide innerhalb der gesamten Mächtigkeit des Grundwasserleiters ausgegangen.

Auf dieser Basis wird die Transportgleichung für einen eindimensionalen Radionuklidtransport durch ein poröses Medium mit radioaktivem Zerfall ohne Dispersion gelöst. Die Herleitung der Formeln, die die Freisetzung und Ausbreitung der Radionuklide beschreiben, wird im Folgenden nicht wiederholt. Abbildung 3-5 zeigt den sich hieraus ergebenden typischen Verlauf der Nuklidkonzentration im Grundwasserleiter als Funktion des Ortes für verschiedene Zeitpunkte.

Abbildung 3-5: Typischer Verlauf der Nuklidkonzentration im Grundwasserleiter als Funktion des Ortes zu Zeitpunkten: a) Beginn, b) während und c) nach Nuklidübertritt vom Boden ins Grundwasser. (willkürliche Einheiten; Ausdehnung kontaminierte Fläche 0 bis 100)



Die abschließende Beziehung für die Konzentration der Radionuklide im Grundwasser wird durch (G 3-23) gegeben.

$$c(L, t^*) = \begin{cases} e^{-\lambda \left( \frac{h_1}{|v_y|} + \frac{1}{\lambda} \right)} \cdot \frac{c_0}{n_{GW} + \rho_{GW} K_{d,GW}} \cdot \frac{|v_y|}{h} \cdot \frac{1}{\lambda} & \text{wenn } t^* = \frac{h_1}{|v_y|} + \frac{1}{\lambda} \\ e^{-\lambda t_i} \cdot \frac{c_0}{n_{GW} + \rho_{GW} K_{d,GW}} \cdot \frac{|v_y|}{h} \cdot \left( t_i - \frac{h_1}{|v_y|} \right) & \text{wenn } t^* = t_i \end{cases} \quad (\text{G 3-23})$$

### 3.3.5.2 Szenarien- und Parameterwahl

(G 3-23) stellt zusammen den Ausgangspunkt der Berechnung der Exposition durch Ingestion dar. Für jedes Nuklid wird zunächst der Zeitpunkt  $t^*$  berechnet, zu dem es mit maximaler Konzentration am Ort  $x=L$ , also am Punkt, wo überhaupt die höchste Konzentration auftritt, vorliegt. Hieraus wird mittels (G 3-23) die maximale Konzentration  $c_{\max}(L, t^*)$  zu diesem Zeitpunkt errechnet. Diese Kon-

zentration wird für die Dosisberechnung durch den Wasserverzehr herangezogen. Es wird davon ausgegangen, dass Wasser aus einem Privatbrunnen am Ort  $x=L$  oder in der Nachbarschaft hiervon entnommen wird und für die Pfade

1. Trinkwasser
2. Viehtränke
  - Kuh - Milch
  - Tier - Fleisch
3. Beregnung
  - Futterpflanze
    - Kuh - Milch
    - Tier - Fleisch
  - Blattgemüse
  - Pflanzliche Produkte ohne Blattgemüse

verwendet wird. Für die Weideberegnung ist eine nicht unerhebliche Wassermenge erforderlich. Angesichts der realistischerweise zu erwartenden Fördermenge des Brunnens aus einem Grundwasserleiter mit mäßigem Durchsatz wird in Übereinstimmung mit [SSK 98] angenommen, dass die zur Weideberegnung eingesetzte Wassermenge nur zu einem Fünftel aus dem Brunnen stammt.

Hierfür werden die Szenarien 20.1 bis 20.6 betrachtet, die den Wasserkonsum sowie den Verzehr der o.g. Nahrungsmittel, die mittels des kontaminierten Wassers aus dem Privatbrunnen erzeugt werden, für die verschiedenen Altersklassen berücksichtigen. Die Verzehrsmengen sind in Tabelle 3.18 angegeben.

Tabelle 3.18: Nahrungsmittelverzehr aus eigenem Anbau für die Szenarien 20.1 bis 20.6

Nahrungsmittel	Jahresverbrauch der Referenzperson [kg/a] bzw. [l/a]					
	Sz. 20.1	Sz. 20.2	Sz. 20.3	Sz. 20.4	Sz. 20.5	Sz. 20.6
Trinkwasser	440	440	440	440	250	250
Milch und Milchprodukte	100	100	100	100	100	100
Fleisch und Fleischwaren	37,5	35	25	20	5	2,5
Pfl. Produkte ohne Blattgemüse	115	105	97,5	90	65	32,5
Blattgemüse	20	15	10	10	10	5
Altersgruppe	> 17 a	12 – 17 a	7 – 12 a	2 – 7 a	1 – 2 a	< 1 a

Zur Berechnung der Dosis werden zunächst  $t^*$  und damit  $c(L,t^*)$  berechnet. Es wird unterstellt, dass die Nuklidkonzentration im Wasser des Privatbrunnens identisch mit derjenigen im Grundwasserleiter ist. Unter Verwendung der Verzehrsmengen gemäß Tabelle 3.18 werden die nuklidspezifischen Dosisfaktoren für die Ingestion von Nahrung, die durch die Nutzung kontaminierten Wassers kontaminiert wurde, sowie für die Trinkwassernutzung berechnet.

Bei der Interpretation der Dosisberechnungen wird berücksichtigt, dass die berechneten Dosen erst deutlich in der Zukunft, je nach Nuklidmigrationsgeschwindigkeit z.T. in einigen Jahrhunderten, anfallen würden.

### 3.3.6 Ingestion von Radionukliden über den Oberflächenwasserpfad

#### 3.3.6.1 Grundlagen

Ähnlich wie bei dem in Abschnitt 3.3.5 beschriebenen Modell für den Grundwasserpfad ist eine Auswaschung der Nuklide auch mit oberflächennah ablaufendem Sickerwasser zu unterstellen. Für den

Nuklidaustrag mit dem Sickerwasser wird ein einfaches Modell verwendet, das sich auf die Generierung von Sickerwasser aus einer Materialaufschüttung oder einer kontaminierten Fläche und dessen Aktivitätskonzentration bezieht. Die Beschreibung erfolgt mittels (G 3-24) bis (G 3-28).

In (G 3-25) wird die jährlich freigesetzte Aktivität als Produkt aus der Freisetzungsrate  $\alpha$  und der Gesamtaktivität  $A$  bestimmt. Die Berechnung der Freisetzungsrate  $\alpha$  gemäß (G 3-28) wurde in [BAR 98] auf der Basis umfangreicher Untersuchungen zunächst für Uran angegeben. Sie geht von einem Referenzfreisetzungszeitraum  $T_0$  aus, innerhalb dessen die Radionuklide aus dem Material vollständig ausgewaschen sind, wenn die Schichtdicke  $h$  gerade 0,1 m beträgt (der Logarithmus-Term in (G 3-28) wird dann 0). Die Parameter in (G 3-28) sind weiterhin so angepasst, dass sie eine geeignete Retardierung für dickere Schichten beschreiben, die mit experimentellen Befunden in Halden u. ä. übereinstimmt.

Im vorliegenden Fall werden die für Uran gewonnenen Ergebnisse zur Freisetzungsrate auf ein anderes Nuklid  $j$  mittels (G 3-29) übertragen. Diese Vorgehensweise wird gewählt, da die in den folgenden Gleichungen dargestellten Beziehungen aus experimentellen Befunden für Uran hergeleitet wurden, während vergleichbare Untersuchungen für andere Nuklide nicht vorliegen. Vor diesem Hintergrund ist der Ansatz sinnvoll, die Ergebnisse für Uran auf die anderen Nuklide mit Hilfe der  $K_d$ -Faktoren zu übertragen.

Des Weiteren wird die in der Standortfläche vorliegende Gesamtaktivität  $A$  mittels (G 3-26) berechnet. Die Sickerwassermenge  $Q_{SW}$  ergibt sich als Produkt aus der Fläche, der Niederschlagsmenge auf diese Fläche und dem einsickernden Anteil gemäß (G 3-27).

$$C_{SW} = \frac{\dot{A}}{a \cdot Q_{SW}} = \frac{\alpha \cdot \rho_{Bo} \cdot h \cdot C_s}{a \cdot f_{si} \cdot h_{NG}} \quad \text{mit} \quad (G 3-24)$$

$$\dot{A} = \alpha \cdot A \quad (G 3-25)$$

$$A = \rho_{Bo} \cdot h \cdot F \cdot C_s \quad (G 3-26)$$

$$Q_{SW} = f_{si} \cdot h_{NG} \cdot F \quad (G 3-27)$$

$$\alpha = \frac{1}{T_0 \cdot (1 + 2 \cdot \log(10 \cdot h))} \quad (G 3-28)$$

wobei

$C_{SW}$	:	spezifische Aktivität im Sickerwasser [Bq/l]
$\dot{A}$	:	mit dem Sickerwasser pro Jahr freigesetzte Aktivität [Bq/a]
$A$	:	Gesamtaktivität im Material [Bq]
$\alpha$	:	mit dem Sickerwasser pro Jahr freigesetzter Anteil der Gesamtaktivität [1/a]
$Q_{SW}$	:	jährlich anfallende Sickerwassermenge aus dem Material [m <sup>3</sup> /a]
$h$	:	Mächtigkeit des Materials [m]
$F$	:	Aufstandsfläche des Materials [m <sup>2</sup> ]
$f_{si}$	:	infiltrierter Anteil des jährlichen Niederschlags (0,3 unabgedeckt) [-]
$h_{NG}$	:	jährliche Niederschlagsmenge (0,8 m/a Mittelwert) [m/a]
$a$	:	Umrechnungsfaktor 1.000 l/m <sup>3</sup> [l/m <sup>3</sup> ]
$\rho_{Bo}$	:	Dichte des Materials bzw. des Bodens (ca. 1,5 g/cm <sup>3</sup> ) [g/cm <sup>3</sup> ]
$C_s$	:	spezifische Aktivität im Material [Bq/g]
$T_0$	:	Referenzfreisetzungszeitraum (100 a) [a]

$$T_{0,j} = \frac{1 + \rho_{Bo} K_{d,j} / n}{1 + \rho_{Bo} K_{d,Uran} / n} \cdot T_{0,Uran} \quad (G 3-29)$$

Aus der sich gemäß (G 3-24) ergebenden Aktivitätskonzentration im Sickerwasser erhält man die Konzentration in einem Oberflächengewässer gemäß (G 3-30).

$$C_{ow} = \frac{C_{sw} \cdot Q_{sw}}{Q_{ow}} = \frac{\dot{A}}{a \cdot Q_{ow}} \quad (\text{G 3-30})$$

wobei

- $C_{ow}$  : Konzentration im Oberflächengewässer [Bq/l]  
 $Q_{ow}$  : Fließrate des Oberflächengewässers am Ort der Entnahme [m<sup>3</sup>/a]

### 3.3.6.2 Szenarien- und Parameterwahl

Zur Abschätzung der Ingestionsdosis durch Nutzung des Wassers aus einem Oberflächengewässer werden drei Gewässertypen betrachtet, die sich jeweils durch ihre Wassermenge unterscheiden. Jeder Gewässergröße wird eine typische Nutzungsart zugeordnet, da davon auszugehen ist, dass mit zunehmender Gewässergröße umfangreichere Nutzungsmöglichkeiten gegeben sind. Tabelle 3.19 gibt eine Übersicht über die Gewässerklassen und die Nutzungspfade (vgl. hierzu Abschnitt 3.3.5.2). Die zugehörigen Szenarien tragen die Nummern 21.1 für Erwachsene bis 21.6 für die Altersklasse < 1 Jahr.

Tabelle 3.19: Übersicht über die Gewässerklassen des Oberflächengewässers und zugeordnete Nutzungspfade

Gewässer	Gewässerklasse	zugeordnete Wassernutzungspfade
kleiner Bach, 0,05 m <sup>3</sup> /s	I	nur Pfade mit Viehtränke (Milch- und Fleischerzeugung)
Bach, 0,5 m <sup>3</sup> /s	II	alle Pfade mit Viehtränke und Beregnung keine Trinkwassernutzung
Fluss, 5 m <sup>3</sup> /s	III	alle Pfade (Viehtränke, Beregnung, Trinkwassernutzung)

### 3.3.7 Radon

Die Berechnung der Radonkonzentration in der Luft über dem freigegeben Standort als Folge der Kontamination des Bodens durch Nuklide der U-238- und Th-232-Zerfallsreihen wird im Rahmen dieser Untersuchung nicht durchgeführt. Die Radonfreisetzung aufgrund der *zusätzlichen Kontamination* im Boden (d.h. nicht aufgrund des ohnehin im Boden vorhandenen Gehalts an Uran und Thorium) wird u.a. stark von der Beschaffenheit des Bodens und der Bebauung auf dem Gelände beeinflusst und hängt ferner entscheidend davon ab, ob die Einwirkung im Freien oder in einem Gebäude betrachtet wird. Eine radiologische Modellierung für die vorliegende Situation ist daher weitaus schwieriger als für die anderen betrachteten Expositionspfade der vorhergehenden Abschnitte.

Bei den Nukliden der genannten Zerfallsreihen tragen andere Expositionspfade, vor allem die Nukli-  
 dausbreitung über Wasserpfade, in erheblich größerem Maße zur Dosisbelastung bei, so daß eine  
 möglicherweise vorhandene Belastung durch Radon demgegenüber zurücktritt und nicht bestimmend  
 für die Herleitung der Freigabewerte ist.

### 3.3.8 Zusammenfassung

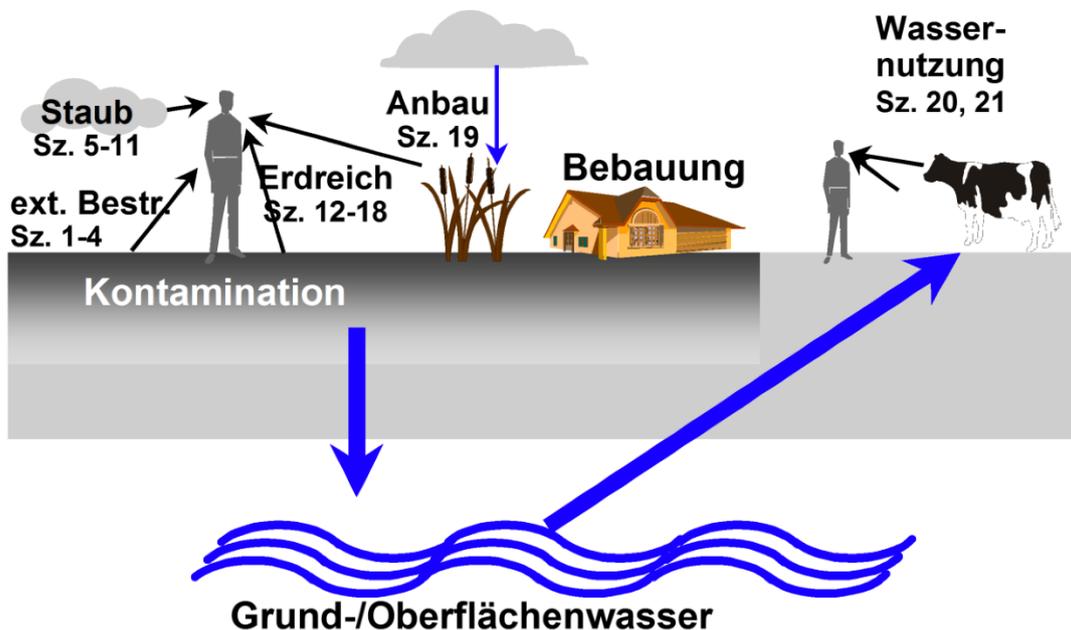
In diesem Abschnitt werden die verschiedenen Nutzungsarten und die dabei zutreffenden Expositionsmöglichkeiten zusammengestellt (Tabelle 3.20). Eine graphische Übersicht der verschiedenen Expositionspfade zeigt Abbildung 3-6.

Tabelle 3.20: Zusammenfassung der Szenarien bei den einzelnen Nutzungsarten

Exp. art	Szenario	Kurzbeschreibung	uneingeschränkte Nutzung	Industrielle Nutzung	Naherholungsgebiet
EB	1.1, 1.2	Bauarbeiter	X	X	X
EB	2.1.1, 2.2.1	Aufenth. Naherh.gebiet	X		X
	2.1.2, 2.2.2	Aufenth. Haus, Garten	X		
	2.1.3, 2.2.3	Arbeiter Grünflächen	X		X
	2.2.4	Arbeiter Ind.gebiet außen	X	X	
	2.3.	Arbeiter in Halle	X	X	
EB	3.1.1, 3.2.1	Kind, Naherh.gebiet	X		X
	3.1.2, 3.2.2	Kind, Haus, Garten	X		
	4.1.1, 4.2.1	Kleinkind, Naherh. geb.	X		X
	4.1.2, 4.2.2	Kleinkind, Haus, Garten	X		
Inh.	5.1, 5.2	Bauarbeiter	X	X	X
Inh.	6.1	Aufenth. Naherh.gebiet	X		X
	6.2	Aufenth. Haus, Garten	X		X
	6.3	Sport, Naherh.gebiet	X		X
	6.4	Arbeiter Ind.gebiet außen	X	X	
	6.5	Arbeiter Grünflächen	X		X
Inh.	7.1-11.1	Kinder, Naherh.gebiet	X		X
	7.2-11.2	Kinder, Haus, Garten	X		
Ing.	12	Bauarbeiter	X	X	X
Ing.	13.1	Aufenth. Naherh.gebiet	X		X
	13.2	Aufenth. Garten	X		
	13.3	Arbeiter Grünflächen	X		X
Ing.	14.1-18.1	Kinder, Naherh.gebiet	X		X
	14.2-18.2	Kinder, Haus, Garten	X		
Pfl.	19.1-19.6	Anbau, Verzehr von	X		X
GW	20.1-20.6	Nutzung Grundwasser	X	X	X
OW	21.1-21.6	Nutzung Oberfl.wasser	X	X	X

EB: Externe Bestrahlung; Inh.: Inhalation; Ing.: Direktgestion Erdreich; Pfl.: Pflanzenanbau und -verzehr;  
 GW: Grundwasserpfad; OW: Oberflächenwasserpfad;  
 Kind: hier Sammelbezeichnung für Altersgruppen unter 17 Jahre

Abbildung 3-6: Schematische Darstellung der betrachteten Expositionspfade bei der radiologischen Modellierung der Standortfreigabe



### 3.3.9 Ergebnisse der Modellrechnungen in [THI 99]

Tabelle 3.21 zeigt die Ergebnisse aus [THI 99]. In dieser tabellarischen Darstellung sind alle Ergebnisse der Rechnungen sowohl für die uneingeschränkte Freigabe der Standorte (alle Expositionspfade) als auch für die Freigabe zur industriellen Nutzung (ausgewählte Expositionspfade) aufgeführt. Auf dieser Basis erfolgte die Umsetzung in Anl. III Tab. 1 Sp. 7 StrlSchV wie folgt:

- Es wurde nur die uneingeschränkte Freigabe von Standorten einbezogen.
- Für Radionuklide, für die die Rechnungen aufgrund der notwendigen Konservativitäten zu sehr niedrigen, in der Praxis nicht anwendbaren Freigabewerten führen, wie etwa die Radionuklide der natürlichen Zerfallsreihen, wurden in Anl. III Tab. 1 Sp. 7 StrlSchV keine Freigabewerte festgelegt. Freigabewerte für diese Nuklide müssen im jeweiligen Einzelfall berechnet werden (vgl. Abschnitt 4.4).
- Es erfolgte eine Rundung auf eine signifikante Stelle.

Tabelle 3.21: Zusammenfassung der Dosisberechnungen und Vorschläge für Freigabewerte auf der Basis einer Individualdosis von 10 µSv/a für die verschiedenen Nutzungsarten

Nuklid	uneingeschränkte Freigabe			zur industriellen Nutzung		
	Max. Dosis [Sv/a pro Bq/g]	über Pfad	Freigabewert [Bq/g]	Max. Dosis [Sv/a pro Bq/g]	über Pfad	Freigabewert [Bq/g]
H-3	3,24E-06	Ing. GW	3	3,24E-06	Ing. GW	3
Be-7	6,17E-06	EB	2	2,31E-06	EB	4
C-14	2,71E-04	Ing. GW	0,04	2,71E-04	Ing. GW	0,04
O-15	1,27E-04	EB	0,08	4,79E-05	EB	0,2
F-18	1,23E-04	EB	0,08	4,64E-05	EB	0,2
Na-22	2,47E-03	Ing. Anbau	0,004	1,05E-04	EB	0,09
Na-24	6,05E-04	EB	0,02	1,98E-04	EB	0,05
Si-31	1,22E-07	EB	80	4,33E-08	EB	200
P-32	5,50E-04	Ing. Anbau	0,02	2,19E-06	Ing. OW	5
P-33	1,25E-04	Ing. Anbau	0,08	1,93E-07	Ing. OW	50
S-35	7,48E-04	Ing. Anbau	0,01	3,94E-07	Ing. OW	30
Cl-36	8,84E-03	Ing. Anbau	0,001	5,17E-04	Ing. GW	0,02
Cl-38	2,16E-04	EB	0,05	7,22E-05	EB	0,1
K-40	5,06E-03	Ing. Anbau	0,002	4,86E-04	Ing. GW	0,02
K-42	3,86E-05	EB	0,3	1,35E-05	EB	0,7
K-43	1,20E-04	EB	0,08	4,50E-05	EB	0,2
Ca-45	2,32E-04	Ing. Anbau	0,04	5,09E-07	Ing. OW	20
Ca-47	1,45E-04	EB	0,07	5,18E-05	EB	0,2
Sc-46	2,69E-04	EB	0,04	9,80E-05	EB	0,1
Sc-47	1,16E-05	EB	0,9	3,92E-06	EB	3
Sc-48	4,53E-04	EB	0,02	1,64E-04	EB	0,06
V-48	3,90E-04	EB	0,03	1,41E-04	EB	0,07
Cr-51	3,72E-06	EB	3	1,37E-06	EB	7
Mn-51	1,24E-04	EB	0,08	4,66E-05	EB	0,2
Mn-52	4,63E-04	EB	0,02	1,68E-04	EB	0,06
Mn-52m	3,21E-04	EB	0,03	1,16E-04	EB	0,09
Mn-53	3,39E-06	Ing. Anbau	3	2,35E-06	Ing. GW	4
Mn-54	1,09E-04	EB	0,09	4,05E-05	EB	0,2
Mn-56	2,34E-04	EB	0,04	8,21E-05	EB	0,1
Fe-52	4,26E-04	EB	0,02	1,54E-04	EB	0,06
Fe-55	1,55E-06	Ing. Anbau	6	5,81E-09	Ing. Erdr.	2.000
Fe-59	1,62E-04	EB	0,06	5,80E-05	EB	0,2
Co-55	2,55E-04	EB	0,04	9,39E-05	EB	0,1
Co-56	5,04E-04	EB	0,02	1,74E-04	EB	0,06
Co-57	1,21E-05	EB	0,8	3,94E-06	EB	3

Nuklid	uneingeschränkte Freigabe			zur industriellen Nutzung		
	Max. Dosis [Sv/a pro Bq/g]	über Pfad	Freigabewert [Bq/g]	Max. Dosis [Sv/a pro Bq/g]	über Pfad	Freigabewert [Bq/g]
Co-58	1,26E-04	EB	0,08	4,69E-05	EB	0,2
Co-58m	8,76E-09	Ing. Erdr.	1.000	4,22E-10	Ing. Erdr.	20.000
Co-60	3,44E-04	EB	0,03	1,22E-04	EB	0,08
Co-60m	5,21E-07	EB	20	1,81E-07	EB	60
Co-61	8,34E-06	EB	1	2,79E-06	EB	4
Co-62m	3,70E-04	EB	0,03	1,31E-04	EB	0,08
Ni-59	1,32E-06	Ing. Anbau	8	6,34E-07	Ing. GW	20
Ni-63	3,29E-06	Ing. Anbau	3	3,77E-07	Ing. GW	30
Ni-65	7,55E-05	EB	0,1	2,67E-05	EB	0,4
Cu-64	2,37E-05	EB	0,4	8,89E-06	EB	1
Zn-65	1,05E-03	Ing. Anbau	0,01	2,84E-05	EB	0,4
Zn-69	1,53E-08	Ing. Erdr.	700	8,10E-09	Ing. OW	1.000
Zn-69m	5,10E-05	EB	0,2	1,91E-05	EB	0,5
Ga-72	3,77E-04	EB	0,03	1,31E-04	EB	0,08
Ge-71	2,05E-07	Ing. Anbau	50	3,61E-10	Ing. OW	30.000
As-73	2,75E-07	EB	40	8,18E-08	EB	100
As-74	9,63E-05	EB	0,1	3,62E-05	EB	0,3
As-76	5,58E-05	EB	0,2	2,05E-05	EB	0,5
As-77	1,01E-06	EB	10	3,69E-07	EB	30
Se-75	2,47E-03	Ing. Anbau	0,004	1,55E-05	EB	0,6
Br-82	3,47E-04	EB	0,03	1,28E-04	EB	0,08
Rb-86	1,99E-04	Ing. Anbau	0,05	4,62E-06	EB	2
Sr-85	8,17E-05	Ing. Anbau	0,1	2,39E-05	EB	0,4
Sr-85m	2,44E-05	EB	0,4	8,65E-06	EB	1
Sr-87m	3,85E-05	EB	0,3	1,44E-05	EB	0,7
Sr-89	3,20E-04	Ing. Anbau	0,03	1,68E-07	Ing. OW	60
Sr-90+	5,26E-03	Ing. Anbau	0,002	9,04E-04	Ing. GW	0,01
Sr-91	9,05E-05	EB	0,1	3,33E-05	EB	0,3
Sr-92	1,85E-04	EB	0,05	6,53E-05	EB	0,2
Y-90	1,36E-06	Ing. Erdr.	7	4,75E-08	Ing. Erdr.	200
Y-91	2,00E-06	Ing. Anbau	5	1,77E-07	EB	60
Y-91m	6,66E-05	EB	0,2	2,50E-05	EB	0,4
Y-92	3,36E-05	EB	0,3	1,22E-05	EB	0,8
Y-93	1,20E-05	EB	0,8	4,21E-06	EB	2
Zr-93	4,99E-07	Ing. Anbau	20	2,03E-07	Ing. GW	50
Zr-95+	3,13E-04	EB	0,03	1,17E-04	EB	0,09
Zr-97	2,06E-04	EB	0,05	7,65E-05	EB	0,1
Nb-93m	2,32E-06	Ing. Anbau	4	8,25E-09	Ing. OW	1.000
Nb-94	2,05E-04	EB	0,05	7,60E-05	EB	0,1
Nb-95	9,89E-05	EB	0,1	3,69E-05	EB	0,3
Nb-97	8,48E-05	EB	0,1	3,18E-05	EB	0,3
Nb-98	3,32E-04	EB	0,03	1,20E-04	EB	0,08
Mo-90	1,09E-04	EB	0,09	3,92E-05	EB	0,3
Mo-93	5,96E-05	Ing. GW	0,2	5,96E-05	Ing. GW	0,2
Mo-99	1,95E-05	EB	0,5	7,21E-06	EB	1
Mo-101	1,45E-03	EB	0,007	5,32E-04	EB	0,02
Tc-96	3,26E-04	EB	0,03	1,21E-04	EB	0,08
Tc-96m	5,47E-06	EB	2	2,00E-06	EB	5
Tc-97	1,31E-04	Ing. Anbau	0,08	2,73E-05	Ing. GW	0,4
Tc-97m	6,95E-04	Ing. Anbau	0,01	1,45E-07	Ing. OW	70
Tc-99	1,32E-03	Ing. Anbau	0,008	2,76E-04	Ing. GW	0,04
Tc-99m	1,30E-05	EB	0,8	4,31E-06	EB	2
Ru-97	2,60E-05	EB	0,4	9,26E-06	EB	1
Ru-103+	6,03E-05	EB	0,2	2,26E-05	EB	0,4

Nuklid	uneingeschränkte Freigabe			zur industriellen Nutzung		
	Max. Dosis [Sv/a pro Bq/g]	über Pfad	Freigabewert [Bq/g]	Max. Dosis [Sv/a pro Bq/g]	über Pfad	Freigabewert [Bq/g]
Ru-105	9,94E-05	EB	0,1	3,71E-05	EB	0,3
Ru-106+	3,31E-05	Ing. Anbau	0,3	3,37E-06	EB	3
Rh-103m	6,93E-09	EB	1.000	2,13E-09	EB	5.000
Rh-105	9,15E-06	EB	1	3,37E-06	EB	3
Pd-103+	5,97E-07	Ing. Anbau	20	5,11E-08	Ing. OW	200
Pd-109	2,76E-07	Ing. Erdr.	40	1,46E-07	Ing. OW	70
Ag-105	1,02E-04	Ing. Anbau	0,1	2,35E-05	EB	0,4
Ag-108m+	1,52E-03	Ing. Anbau	0,007	3,26E-04	Ing. GW	0,03
Ag-110m+	1,43E-03	Ing. Anbau	0,007	1,32E-04	EB	0,08
Ag-111	2,67E-05	Ing. Anbau	0,4	1,62E-06	Ing. OW	6
Cd-109+	3,38E-04	Ing. Anbau	0,03	7,36E-08	Ing. OW	100
Cd-115	3,71E-05	EB	0,3	1,38E-05	EB	0,7
Cd-115m	2,79E-04	Ing. Anbau	0,04	1,07E-06	EB	9
In-111	4,33E-05	EB	0,2	1,53E-05	EB	0,7
In-113m	3,07E-05	EB	0,3	1,15E-05	EB	0,9
In-114m+	3,20E-04	Ing. Anbau	0,03	1,49E-05	EB	0,7
In-115m	1,88E-05	EB	0,5	6,93E-06	EB	1
Sn-113+	8,27E-05	Ing. Anbau	0,1	1,55E-05	EB	0,6
Sn-125	4,09E-05	EB	0,2	1,47E-05	EB	0,7
Sb-122	5,60E-05	EB	0,2	2,10E-05	EB	0,5
Sb-124	2,54E-04	EB	0,04	9,02E-05	EB	0,1
Sb-125+	1,20E-04	Ing. Anbau	0,08	2,07E-05	EB	0,5
Te-123m	1,34E-03	Ing. Anbau	0,007	4,88E-06	EB	2
Te-125m	6,20E-04	Ing. Anbau	0,02	1,37E-07	EB	70
Te-127	5,85E-07	EB	20	2,18E-07	EB	50
Te-127m+	2,88E-03	Ing. Anbau	0,003	3,31E-07	Ing. OW	30
Te-129	6,65E-06	EB	2	2,47E-06	EB	4
Te-129m+	1,34E-03	Ing. Anbau	0,007	1,56E-06	EB	6
Te-131	5,14E-05	EB	0,2	1,86E-05	EB	0,5
Te-131m	1,86E-04	EB	0,05	6,79E-05	EB	0,1
Te-132	7,09E-05	EB	0,1	2,59E-05	EB	0,4
Te-133	1,20E-04	EB	0,08	4,35E-05	EB	0,2
Te-133m	2,95E-04	EB	0,03	1,08E-04	EB	0,09
Te-134	1,07E-04	EB	0,09	3,96E-05	EB	0,3
I-123	1,64E-05	EB	0,6	5,61E-06	EB	2
I-125	1,05E-04	Ing. Anbau	0,09	2,05E-06	Ing. OW	5
I-126	5,82E-05	Ing. Anbau	0,2	2,14E-05	EB	0,5
I-129	1,10E-02	Ing. GW	0,0009	1,10E-02	Ing. GW	0,0009
I-130	2,73E-04	EB	0,04	1,02E-04	EB	0,1
I-131	4,58E-05	EB	0,2	1,70E-05	EB	0,6
I-132	2,98E-04	EB	0,03	1,10E-04	EB	0,09
I-133	7,70E-05	EB	0,1	2,87E-05	EB	0,3
I-134	3,47E-04	EB	0,03	1,27E-04	EB	0,08
I-135	2,17E-04	EB	0,05	7,66E-05	EB	0,1
Cs-129	3,07E-05	EB	0,3	1,14E-05	EB	0,9
Cs-131	3,06E-07	EB	30	9,43E-08	EB	100
Cs-132	8,88E-05	EB	0,1	3,32E-05	EB	0,3
Cs-134	2,14E-04	Ing. Anbau	0,05	7,45E-05	EB	0,1
Cs-134m	1,82E-06	EB	5	5,91E-07	EB	20
Cs-135	2,41E-05	Ing. Anbau	0,4	4,35E-06	Ing. GW	2
Cs-136	2,83E-04	EB	0,04	1,03E-04	EB	0,1
Cs-137+	1,56E-04	Ing. Anbau	0,06	2,84E-05	EB	0,4
Cs-138	3,28E-04	EB	0,03	1,14E-04	EB	0,09
Ba-131+	2,25E-04	EB	0,04	8,35E-05	EB	0,1

Nuklid	uneingeschränkte Freigabe			zur industriellen Nutzung		
	Max. Dosis [Sv/a pro Bq/g]	über Pfad	Freigabewert [Bq/g]	Max. Dosis [Sv/a pro Bq/g]	über Pfad	Freigabewert [Bq/g]
Ba-140+	4,92E-05	EB	0,2	1,84E-05	EB	0,5
La-140	3,18E-04	EB	0,03	1,12E-04	EB	0,09
Ce-139	1,49E-05	EB	0,7	5,05E-06	EB	2
Ce-141	7,53E-06	EB	1	2,50E-06	EB	4
Ce-143	3,05E-05	EB	0,3	1,12E-05	EB	0,9
Ce-144+	2,32E-05	Ing. Anbau	0,4	5,44E-07	EB	20
Pr-142	8,22E-06	EB	1	2,85E-06	EB	4
Pr-143	6,13E-07	Ing. Erdr.	20	2,11E-08	Ing. Erdr.	500
Nd-147	1,48E-05	EB	0,7	5,34E-06	EB	2
Nd-149	4,39E-05	EB	0,2	1,59E-05	EB	0,6
Pm-147	4,19E-07	Ing. Anbau	20	1,05E-08	Inh. Staub	1.000
Pm-149	1,38E-06	EB	7	5,05E-07	EB	20
Sm-151	2,23E-07	Ing. GW	40	2,23E-07	Ing. GW	40
Sm-153	4,11E-06	EB	2	1,28E-06	EB	8
Eu-152	1,49E-04	EB	0,07	5,37E-05	EB	0,2
Eu-152m	4,01E-05	EB	0,2	1,47E-05	EB	0,7
Eu-154	1,65E-04	EB	0,06	5,96E-05	EB	0,2
Eu-155	4,83E-06	EB	2	1,48E-06	EB	7
Gd-153	6,88E-06	EB	1	2,11E-06	EB	5
Gd-159	4,18E-06	EB	2	1,53E-06	EB	7
Tb-160	1,41E-04	EB	0,07	5,14E-05	EB	0,2
Dy-165	2,72E-06	EB	4	9,81E-07	EB	10
Dy-166	6,03E-06	EB	2	1,90E-06	EB	5
Ho-166	3,23E-06	EB	3	1,10E-06	EB	9
Er-169	1,93E-07	Ing. Erdr.	50	6,51E-09	Ing. Erdr.	2.000
Er-171	4,15E-05	EB	0,2	1,50E-05	EB	0,7
Tm-170	1,62E-06	Ing. Anbau	6	1,06E-07	EB	90
Tm-171	1,69E-07	Ing. Anbau	60	1,03E-08	EB	1.000
Yb-175	4,52E-06	EB	2	1,66E-06	EB	6
Lu-177	3,62E-06	EB	3	1,24E-06	EB	8
Hf-181	6,46E-05	EB	0,2	2,38E-05	EB	0,4
Ta-182	1,70E-04	EB	0,06	6,08E-05	EB	0,2
W-181	2,26E-06	EB	4	6,70E-07	EB	10
W-185	3,39E-06	Ing. Anbau	3	2,66E-08	Ing. OW	400
W-187	5,85E-05	EB	0,2	2,17E-05	EB	0,5
Re-186	1,87E-06	EB	5	6,03E-07	EB	20
Re-188	6,76E-06	EB	1	2,40E-06	EB	4
Os-185	8,71E-05	EB	0,1	3,24E-05	EB	0,3
Os-191	5,94E-06	EB	2	1,86E-06	EB	5
Os-191m	2,98E-07	EB	30	8,82E-08	EB	100
Os-193	7,46E-06	EB	1	2,69E-06	EB	4
Ir-190+	2,57E-04	EB	0,04	9,53E-05	EB	0,1
Ir-192	9,82E-05	EB	0,1	3,64E-05	EB	0,3
Ir-194	1,13E-05	EB	0,9	4,15E-06	EB	2
Pt-191	3,00E-05	EB	0,3	1,07E-05	EB	0,9
Pt-193m	7,36E-07	EB	10	2,19E-07	EB	50
Pt-197	2,04E-06	EB	5	6,48E-07	EB	20
Pt-197m	7,83E-06	EB	1	2,72E-06	EB	4
Au-198	4,92E-05	EB	0,2	1,84E-05	EB	0,5
Au-199	9,09E-06	EB	1	3,06E-06	EB	3
Hg-197	4,92E-06	EB	2	1,47E-06	EB	7
Hg-197m	8,57E-06	EB	1	2,80E-06	EB	4
Hg-203	9,50E-05	Ing. Anbau	0,1	9,42E-06	EB	1
Tl-200	1,69E-04	EB	0,06	6,10E-05	EB	0,2

Nuklid	uneingeschränkte Freigabe			zur industriellen Nutzung		
	Max. Dosis [Sv/a pro Bq/g]	über Pfad	Freigabewert [Bq/g]	Max. Dosis [Sv/a pro Bq/g]	über Pfad	Freigabewert [Bq/g]
Tl-201	7,32E-06	EB	1	2,27E-06	EB	4
Tl-202	5,43E-05	EB	0,2	2,00E-05	EB	0,5
Tl-204	2,49E-04	Ing. Anbau	0,04	2,36E-08	EB	400
Pb-203	3,24E-05	EB	0,3	1,15E-05	EB	0,9
Pb-210+	2,65E-02	Ing. Anbau	0,0004	1,41E-04	EB	0,07
Pb-212	1,58E-05	EB	0,6	5,53E-06	EB	2
Bi-206	4,28E-04	EB	0,02	1,55E-04	EB	0,06
Bi-207	1,99E-04	EB	0,05	7,27E-05	EB	0,1
Bi-210	6,57E-07	Ing. Erdr.	20	1,94E-07	Inh. Staub	50
Bi-212	2,44E-05	EB	0,4	8,84E-06	EB	1
Po-203	2,37E-04	EB	0,04	8,52E-05	EB	0,1
Po-205	2,08E-04	EB	0,05	7,53E-05	EB	0,1
Po-207	1,81E-04	EB	0,06	6,64E-05	EB	0,2
Po-210	6,94E-03	Ing. Anbau	0,001	2,11E-05	Ing. Erdr.	0,5
At-211	1,39E-05	Ing. OW	0,7	1,39E-05	Ing. OW	0,7
Ra-223+	7,02E-04	Ing. Anbau	0,01	1,75E-04	Ing. OW	0,06
Ra-224	1,18E-04	Ing. Erdr.	0,08	6,27E-06	Inh. Staub	2
Ra-225+	2,42E-03	Ing. Anbau	0,004	6,10E-05	Inh. Staub	0,2
Ra-226+	3,02E-02	Ing. GW	0,0003	3,02E-02	Ing. GW	0,0003
Ra-227	2,13E-05	EB	0,5	7,89E-06	EB	1
Ra-228+	1,17E-01	Ing. Anbau	0,00009	3,07E-05	Ing. OW	0,3
Ac-228	1,21E-04	EB	0,08	4,41E-05	EB	0,2
Th-226	7,78E-07	EB	10	2,58E-07	EB	40
Th-227+	6,10E-04	Ing. Erdr.	0,02	6,07E-05	Inh. Staub	0,2
Th-228+	1,16E-03	Ing. Anbau	0,009	9,04E-05	Inh. Staub	0,1
Th-229+	3,49E-03	Ing. Anbau	0,003	1,77E-04	Inh. Staub	0,06
Th-230	7,70E-04	Ing. Anbau	0,01	1,05E-04	Ing. GW	0,1
Th-231	9,34E-07	EB	10	2,84E-07	EB	40
Th-232	8,64E-04	Ing. Anbau	0,01	2,73E-04	Ing. GW	0,04
Th-234+	2,10E-04	EB	0,05	7,71E-05	EB	0,1
Pa-230	8,30E-05	EB	0,1	3,03E-05	EB	0,3
Pa-231	3,15E-02	Ing. GW	0,0003	3,15E-02	Ing. GW	0,0003
Pa-233	2,39E-05	EB	0,4	8,58E-06	EB	1
U-230+	1,21E-04	EB	0,08	4,42E-05	EB	0,2
U-231	6,12E-06	EB	2	1,90E-06	EB	5
U-232	8,82E-04	Ing. Anbau	0,01	6,49E-04	Ing. GW	0,02
U-233	2,66E-04	Ing. GW	0,04	2,66E-04	Ing. GW	0,04
U-234	2,59E-04	Ing. GW	0,04	2,59E-04	Ing. GW	0,04
U-235+	2,45E-04	Ing. GW	0,04	2,45E-04	Ing. GW	0,04
U-236	2,45E-04	Ing. GW	0,04	2,45E-04	Ing. GW	0,04
U-237	1,29E-05	EB	0,8	4,26E-06	EB	2
U-238+	2,66E-04	Ing. GW	0,04	2,66E-04	Ing. GW	0,04
U-239	4,14E-06	EB	2	1,33E-06	EB	8
U-240	5,69E-07	Ing. Erdr.	20	1,94E-08	Ing. Erdr.	500
Np-237+	1,51E-03	Ing. Anbau	0,007	1,39E-03	Ing. GW	0,007
Np-239	1,73E-05	EB	0,6	5,90E-06	EB	2
Np-240	1,47E-04	EB	0,07	5,39E-05	EB	0,2
Pu-234	9,20E-08	Ing. Erdr.	100	4,39E-08	Inh. Staub	200
Pu-235	1,35E-05	EB	0,7	4,25E-06	EB	2
Pu-236	9,20E-05	Ing. Erdr.	0,1	4,18E-05	Inh. Staub	0,2
Pu-237	4,33E-06	EB	2	1,34E-06	EB	7
Pu-238	1,75E-04	Ing. Erdr.	0,06	9,62E-05	Inh. Staub	0,1
Pu-239	2,78E-04	Ing. GW	0,04	2,78E-04	Ing. GW	0,04
Pu-240	2,39E-04	Ing. GW	0,04	2,39E-04	Ing. GW	0,04

Nuklid	uneingeschränkte Freigabe			zur industriellen Nutzung		
	Max. Dosis [Sv/a pro Bq/g]	über Pfad	Freigabewert [Bq/g]	Max. Dosis [Sv/a pro Bq/g]	über Pfad	Freigabewert [Bq/g]
Pu-241	2,45E-06	Ing. Erdr.	4	1,88E-06	Inh. Staub	5
Pu-242	2,79E-04	Ing. GW	0,04	2,79E-04	Ing. GW	0,04
Pu-243	2,04E-06	EB	5	6,37E-07	EB	20
Pu-244+	2,80E-04	Ing. GW	0,04	2,80E-04	Ing. GW	0,04
Am-241	1,62E-04	Ing. Erdr.	0,06	8,78E-05	Inh. Staub	0,1
Am-242	1,25E-06	EB	8	3,90E-07	EB	30
Am-242m+	1,36E-04	Ing. Erdr.	0,07	7,74E-05	Inh. Staub	0,1
Am-243+	2,10E-04	Ing. GW	0,05	2,10E-04	Ing. GW	0,05
Cm-242	2,58E-05	Ing. Erdr.	0,4	1,09E-05	Inh. Staub	0,9
Cm-243	1,40E-04	Ing. Erdr.	0,07	6,48E-05	Inh. Staub	0,2
Cm-244	1,27E-04	Ing. Erdr.	0,08	5,65E-05	Inh. Staub	0,2
Cm-245	2,21E-04	Ing. GW	0,05	2,21E-04	Ing. GW	0,05
Cm-246	1,94E-04	Ing. GW	0,05	1,94E-04	Ing. GW	0,05
Cm-247+	2,38E-04	Ing. GW	0,04	2,38E-04	Ing. GW	0,04
Cm-248	9,75E-04	Ing. GW	0,01	9,75E-04	Ing. GW	0,01
Bk-249	2,18E-06	Ing. Anbau	5	3,35E-07	Inh. Staub	30
Cf-246	2,19E-06	Ing. Erdr.	5	9,41E-07	Inh. Staub	10
Cf-248	1,50E-04	Ing. Anbau	0,07	1,84E-05	Inh. Staub	0,5
Cf-249	1,02E-03	Ing. Anbau	0,01	1,46E-04	Inh. Staub	0,07
Cf-250	6,38E-04	Ing. Anbau	0,02	7,11E-05	Inh. Staub	0,1
Cf-251	1,03E-03	Ing. Anbau	0,01	1,48E-04	Inh. Staub	0,07
Cf-252	5,41E-04	Ing. Anbau	0,02	4,18E-05	Inh. Staub	0,2
Cf-253+	4,38E-06	Ing. Erdr.	2	2,72E-06	Inh. Staub	4
Cf-254	6,36E-04	Ing. Anbau	0,02	8,57E-05	Inh. Staub	0,1
Es-253	7,45E-06	Ing. Erdr.	1	5,65E-06	Inh. Staub	2
Es-254+	1,36E-04	Ing. Anbau	0,07	1,80E-05	Inh. Staub	0,6
Es-254m	1,49E-04	EB	0,07	5,57E-05	EB	0,2
Fm-254	2,45E-07	Ing. Erdr.	40	1,28E-07	Inh. Staub	80
Fm-255	1,45E-06	Ing. Erdr.	7	5,65E-07	Inh. Staub	20
Ac-227	5,46E-03	Ing. Anbau	0,002	4,60E-04	Inh. Staub	0,02
Ra-226++	6,39E-02	-	0,0002	3,03E-02	-	0,0003
Th-232sec	1,19E-01	-	0,00008	4,59E-04	-	0,02
U-238sec	6,51E-02	-	0,0002	3,11E-02	-	0,0003

EB: Externe Bestrahlung; Ing.: Ingestion; Inh.: Inhalation; GW: Grundwasser, OW: Oberflächenwasser; Erdr.: Erdreich

### 3.4 Typische Nuklidvektoren für Bauschutt, Bodenaushub, Bodenflächen und Gebäude und ihr Einfluss auf die Ausschöpfung von Freigabewerten

#### 3.4.1 Überblick

Es ist nicht möglich, eine Liste von Nuklidvektoren anzugeben, die Bauschutt oder Gebäude aus beliebiger Herkunft abschließend und umfassend beschreiben würden. Allerdings können für die Situation in Deutschland die folgenden Angaben gemacht werden:

- Die größten freigegebenen Mengen entstehen aus dem Rückbau von Kernkraftwerken. In Gebäudestrukturen treten Kontamination und Aktivierung auf. Die führenden radiologisch relevanten Radionuklide sind hierbei Cs-137+ und Co-60 wobei allerdings Co-60 gerade bei der Gebäudefreigabe oft stark gegenüber Cs-137+ zurücktritt, da durch den vergleichsweise langen Zeitraum bis zur Freigabe Co-60 mit einer Halbwertszeit von ca. 5 a wesentlich stärker zerfällt als Cs-137+ mit einer Halbwertszeit von ca. 30 a. Bei Brennelement-Schäden im An-

lagenbetrieb sind auch alphastrahlende Nuklide, vor allem Am-241, vorhanden. Weitere Radionuklide mit hohem Aktivitätsanteil sind – je nach Typ der Anlage – H-3, Sr-90 und Ni-63, die jedoch eine geringere radiologische Relevanz haben. In der Aktivierung von Kernkraftwerken, die auf den Biologischen Schild und einige angrenzende Baustrukturen beschränkt ist, treten C-41, Ba-133 und Eu-Isotope auf.

- Aus anderen Quellen als dem Rückbau von Kernkraftwerken können Nuklidvektoren mit gänzlich anderer Zusammensetzung entstehen, z. B. mit hohem Anteil an Uran-Isotopen aus dem Rückbau von Anlagen des Brennstoffkreislaufs oder mit hohem Anteil an H-3 und C-14 aus dem nach § 7 StrlSchV genehmigtem Umgang. Allerdings sind die hierbei anfallenden Mengen um Größenordnungen geringer als bei Kernkraftwerken.

Vor diesem Hintergrund erfolgt in den folgenden Unterabschnitten eine Diskussion der Bandbreite von Nuklidvektoren in der Kontamination sowie der Aktivierung von ..... Stoffen aus Kernkraftwerken und Anlagen des Brennstoffkreislaufs. Hierbei werden auch insbesondere Erkenntnisse aus Forschungsvorhaben zur Ermittlung der Aktivität in Komponenten von Kernkraftwerken mit Druckwasserreaktoren durch Aktivierung herangezogen.

### **3.4.2 Nuklidvektoren für Kernkraftwerke**

Beispiele für Nuklidvektoren aus Kernkraftwerken im Rückbau zeigt Tabelle 3.22. Diese Beispiele sind Anh. B von DIN 25457-6 [DIN 15] entnommen und stellen verschiedene typische Situationen dar, die dort wie folgt charakterisiert sind:

- NV1: nur Cs-137, abdeckender Ansatz bei hohem Cs-137-Anteil der Kontamination; die anderen ggf. vorhandenen Radionuklide werden bei der Messung durch Cs-137 abdeckend beschrieben;
- NV2: Kontamination mit geringfügigem Anteil alphastrahlender Nuklide;
- NV3: komplexere Kontamination in Verbindung mit Aktivierung (äußerer schwach aktivierter Teil des Biologischen Schildes), einige Jahre nach endgültiger Abschaltung;
- NV4: Aktivierung mineralische Struktur ohne Oberflächenkontamination, einige Jahre nach endgültiger Abschaltung;
- NV5: Aktivierung Normalbeton, einige Jahre nach endgültiger Abschaltung;
- NV6: Aktivierung Barytbeton, 20 Jahre nach endgültiger Abschaltung.

Tabelle 3.22: Beispiele möglicher Nuklidvektoren aus Kernkraftwerken im Rückbau – Angabe der Aktivitätsanteile in % [DIN 15]

Radionuklid	NV1	NV2	NV3	NV4	NV5	NV6
H-3			31,5	85,3	81,1	
C-14					8,6	
Cl-36					0,3	
Ca-41			0,4	1	1,9	0,5
Fe-55			0,1		1,2	
Co-60		17	0,5	0,9	5	1,7
Ni-63			4,4			
Sr-90+		6	1			
Sb-125				1		
Ba-133					0,1	93
Cs-134			0,1	0,1		
Cs-137+	100	69,5	36,5			
Eu-152			4,5	11,7	1,7	4,8
Eu-154			0,6		0,1	
Eu-155			0,7			
Pu-238			0,8			
Pu-239/240		1	1,0			
Am-241		0,5	0,5			
Pu-241		6	17,4			
Summe	100	100	100	100	100	100

Die Beschreibung dieser beispielhaften Nuklidvektoren macht bereits deutlich, dass hiermit nur Beispiele für die große Bandbreite von realen Nuklidvektoren gegeben werden können. Legt man allerdings wesentliche Mechanismen, auf denen Nuklidvektoren beruhen, zugrunde, so können doch allgemeingültige Aussagen getroffen werden. Da die Ursache von Kontamination in Kernkraftwerken letztlich immer durch aktivierte Strukturen und durch Korrosion dieser Strukturen mit Ausbreitung über Primärkühlmedium oder luftgetragene Ausbreitung gebildet wird, liefern Aktivierungsrechnungen Anhaltspunkte für bestimmte Aktivitätsanteile. Hierauf wird in Abschnitt 3.4.3 näher eingegangen. Weitere Besonderheiten bestehen in Anlagen des Brennstoffkreislaufs, die in Abschnitt 3.4.4 behandelt werden.

### 3.4.3 Ergebnisse von Aktivierungsrechnungen

Aktivierungsrechnungen für Materialien des Primärkreises, insbesondere für den Reaktordruckbehälter und seine Einbauten, wurden bereits verschiedentlich durchgeführt. Eine gute Übersicht über verschiedene Anlagen mit Druckwasserreaktor gibt beispielsweise das BfS/BMU-Forschungsvorhaben „Bewertung der Abklinglagerung von Großkomponenten aus dem Rückbau kerntechnischer Anlagen in Deutschland“ (Vorhabens-Nr. SR 0803350; 856550/1-UA-2804). In dessen Rahmen wurde von Brenk Systemplanung die komplette Parametrisierung für Aktivierungsrechnungen für Konvoi-Anlagen und für WWER-Anlagen durchgeführt, während die GRS diese Daten anschließend für Aktivierungsrechnungen für den RDB, seine Einbauten und den biologischen Schild samt Armierung

nutzte. Die Ergebnisse der Aktivierungsrechnungen wurden anschließend für weitere Untersuchungen im Hinblick auf die Durchführbarkeit der langfristigen Abklinglagerung der Großkomponenten unter technischen, radiologischen und abfallrechtlichen Aspekten herangezogen. Im Nachfolgevorhaben „Weiterentwicklung und Vertiefung des Fachwissens über Mengen, Spezifikation und Konditionierungsverfahren radioaktiver Abfälle“ (Vorhabens-Nr. 3612R033250 - UA 3127) wurden generische Bewertungen für die Aktivierung von für Kernkraftwerke typischen Stählen verschiedener Zusammensetzung durchgeführt.

Vor diesem Hintergrund liegen umfangreiche Daten über die Nuklidvektoren aktivierter Baustrukturen vor, die durch Korrosion, Oberflächenabtrag und Verfrachtung im Primärkreislauf einen Bestandteil der Kontamination in Kernkraftwerken bilden. Dieser Kontaminationsmechanismus unterscheidet sich nicht wesentlich zwischen metallischen Komponenten und Gebäudestrukturen. Beispiele zeigt Tabelle 3.23.

Tabelle 3.23: Nuklidvektor in der Aktivierung für ein typisches Material das RDB in Konvoi-Anlagen als Funktion der Zeit [CRA 11]

Nuklide	0,5 a	2,5 a	5 a	10 a	20 a	30 a	50 a	100 a
H-3	5,65%	7,89%	10,59%	16,53%	24,04%	23,76%	15,59%	2,08%
C-14	0,01%	0,02%	0,03%	0,07%	0,17%	0,29%	0,54%	1,14%
Cl-36	0,0001%	0,0002%	0,0003%	0,0007%	0,0016%	0,0028%	0,0052%	0,0111%
Mn-54	0,0015%	0,0003%	0,0001%	0,0000%	0,0000%	0,0000%	0,0000%	0,0000%
Fe-55	71,18%	62,53%	52,69%	32,47%	7,34%	1,13%	0,02%	0,00%
Co-60	13,97%	16,33%	18,34%	20,05%	14,30%	6,94%	1,09%	0,00%
Ni-59	0,02%	0,03%	0,05%	0,10%	0,24%	0,40%	0,77%	1,63%
Ni-63	2,05%	3,21%	4,84%	9,54%	22,08%	34,74%	57,78%	87,37%
Nb-93m	0,02%	0,04%	0,06%	0,11%	0,28%	0,47%	0,89%	1,87%
Nb-94	0,00%	0,00%	0,00%	0,00%	0,01%	0,01%	0,02%	0,04%
Mo-93	0,02%	0,04%	0,06%	0,11%	0,28%	0,47%	0,89%	1,87%
Tc-99	0,00%	0,00%	0,01%	0,01%	0,03%	0,06%	0,11%	0,23%
Ag-108m	0,00%	0,00%	0,00%	0,00%	0,00%	0,00%	0,01%	0,01%
Eu-152	6,14%	8,68%	11,79%	18,83%	28,71%	29,74%	21,44%	3,65%
Eu-154	0,93%	1,22%	1,55%	2,16%	2,49%	1,96%	0,81%	0,03%
Pu-239	0,00%	0,00%	0,00%	0,00%	0,01%	0,01%	0,02%	0,04%
Summe	100,00%	100,00%	100,00%	100,00%	100,00%	100,00%	100,00%	100,00%

Die Ergebnisse in Tabelle 3.23 zeigen beispielsweise folgende Befunde, die für die spätere Bewertung von maximalen Aktivitätsanteilen bestimmter Radionuklide in Relation zu Schlüsselnukliden wie Co-60 auftreten können:

- Co-60 dominiert die Aktivitäten der gammastrahlenden Radionuklide für fast 2 Jahrzehnte.
- Die Aktivitätsanteile der Beta- und Elektronen-Einfangstrahler Fe-55 und Ni-63 entwickeln sich gegenläufig. Aufgrund seiner langen Halbwertszeit stellt Ni-63 im betrachteten Zeitraum zuletzt fast die vollständige Aktivität (trägt jedoch praktisch nichts zur Dosisleistung bei).
- Das Verhältnis der Aktivitäten von Co-60 zu anderen Gammastrahlern wie Mn-54, Nb-Isotopen und Ag-108m liegt für mehrere Jahrzehnte Zeitraum bei deutlich höher als 100:1.

### 3.4.4 Nuklidvektoren aus Anlagen des Brennstoffkreislaufs

Beispiele für Nuklidvektoren aus einer Wiederaufarbeitungsanlage, die in [DIN 13] als typisch für derartige Anlagen wiedergegeben sind, zeigt Tabelle 3.24. Die Nuklidvektoren werden von Spaltprodukten, insbesondere Sr-90+ und Cs-137+ sowie von Abbrandprodukten wie Pu- und Am-Isotopen dominiert. Die Unterschiede zwischen den hier gezeigten Nuklidvektoren erklären sich aus den Prozessschritten: Im Eingangsbereich des Wiederaufarbeitungsprozesses sind hohe Anteile von Radionukliden aus dem Kernbrennstoff präsent, in späteren Schritten sinkt deren Anteil ab; bis zuletzt nur noch Spaltprodukte übrig bleiben.

Tabelle 3.24: Beispiele für Nuklidvektoren einer Wiederaufarbeitungsanlage – Angabe der Aktivitätsanteile in % [DIN 13]

Radionuklid	NV9	NV10	NV11
Sr-90+	8,3	43,6	0,8
Tc-99	1,7		0,1
Sb-125	0,1		
I-129	0,1		
Cs-137+	16,6	53,9	99,0
Eu-154	0,1		
Eu-155		0,1	
Np-237	0,1		
Pu-238	3,0		
Pu-239	0,8		
Pu-240	1,3		
Pu-241	63,2	0,5	
Am-241	4,7	1,0	
Cm-244	0,2	0,8	
Summe	100,0	99,9	99,9

In Deutschland waren bzw. sind neben der Wiederaufarbeitungsanlage Karlsruhe als weitere Typen von Anlagen des Brennstoffkreislaufs Anreicherungsanlagen und Anlagen zur Brennelementherstellung in Betrieb. In diesen Anlagen liegt praktisch ausschließlich der Nuklidvektor des jeweils gehandhabten Materials vor, d. h. abgetrenntes Uran mit verschiedener Anreicherung sowie – im Falle der MOX-Produktion – zusätzlich Pu-Isotope in festen Aktivitätsverhältnissen.

Nicht in diese Übersicht einbezogen werden die Anlagen der Wismut AG in Sachsen und Thüringen, für die separate Regelungen bestanden haben.

### 3.4.5 Auswirkung der festen Aktivitätsverhältnisse auf die Ausschöpfung von Freigabewerten

Die Tatsache, dass durch einen Nuklidvektor feste Aktivitätsverhältnisse zwischen je zwei Radionukliden definiert werden, hat Auswirkungen darauf, wie hoch insbesondere sehr hohe Freigabewerte ausgeschöpft werden können. Zur Illustration hierzu soll das folgende Beispiel dienen:

- Gegeben sei ein Nuklidgemisch aus Co-60 und Ni-63.
- Der Nuklidvektor wird zu 20 % Aktivitätsanteil von Co-60 und 80 % Aktivitätsanteil von Ni-63 angenommen.

- Die Freigabewerte nach Anl. III Tab. 1 Sp. 6 StrlSchV liegen für Co-60 bei 0,09 Bq/g und für Ni-63 bei 300 Bq/g.

Unter der Annahme, dass das Nuklidgemisch gerade die Freigabewerte nach Anl. III Tab. 1 Sp. 6 StrlSchV ausschöpft, dass also die zugehörige Summenformel gerade den Wert 1 annimmt, berechnet die Aktivitäten für die beiden Nuklide Co-60 und Ni-63 auf folgende Weise:

Gleichsetzung der Summenformel mit 1 liefert

$$\frac{A_{\text{Co-60}}}{C_{\text{Co-60}}} + \frac{A_{\text{Ni-63}}}{C_{\text{Ni-63}}} = 1 \quad (\text{G 3-31})$$

und weiter

$$\frac{A_{\text{ges}} \cdot 0,2}{0,09} + \frac{A_{\text{ges}} \cdot 0,8}{300} = A_{\text{ges}} \cdot (2,2222 + 0,0027) = 2,2249 \cdot A_{\text{ges}} = 1 \quad (\text{G 3-32})$$

Daraus folgt  $A_{\text{ges}} = 0,4495$  Bq/g und  $A_{\text{Co-60}} = 0,0899$  Bq/g und  $A_{\text{Ni-63}} = 0,3596$  Bq/g. Die Summenformel wird somit fast vollständig durch die Aktivität von Co-60 (99,9 %) ausgeschöpft. Die maximal mögliche Aktivität von Ni-63 schöpft hingegen den Freigabewert nach Anl. III Tab. 1 Sp. 6 StrlSchV nur zu 0,1 % aus.

Dieses Beispiel zeigt, dass es bei Vorliegen realer Nuklidvektoren nicht möglich ist, die teilweise sehr hohen Freigabewerte der Anl. III Tab. 1 Sp. 6 StrlSchV auch nur annähernd auszuschöpfen. Analoge Betrachtungen gelten entsprechend für die Ausschöpfung der Freigabewerte nach Anl. III Tab. 1 Sp. 8 und Sp. 10 StrlSchV.

### 3.4.6 Zusammenfassung der Ergebnisse von den Betrachtungen zu Nuklidvektoren

Die Ausführungen zu Nuklidvektoren aus typischen Kontaminationssituationen der Gebäudestrukturen von Kernkraftwerken und Anlagen des Brennstoffkreislaufs in den Abschnitten 3.4.2 bis 3.4.4 stellen dar, dass es Leitnuklide gibt, zu denen in erster Linie Cs-137 und Co-60, letzteres beschränkt auf Bauschutt oder Gebäudestrukturen, der/die nur wenige Jahre nach endgültiger Abschaltung der Anlage anfallen. Die sonstigen Radionuklide stehen in bestimmten Relationen (Aktivitätsverhältnissen) zu diesen Schlüsselnukliden.

Aus den Wertebereichen für diese Aktivitätsverhältnisse können wichtige Rückschlüsse für die Ausschöpfung bzw. Nichtausschöpfbarkeit von Freigabewerten gezogen werden. Das einfache Beispiel in Abschnitt 3.4.5 illustriert dies sehr deutlich.

Fasst man beide Teile der Argumentation zusammen, so ist es für sehr große Bauschutt- und Gebäudeanteile ausgeschlossen, dass die teilweise numerisch sehr hohen Freigabewerte einiger radiologisch wenig relevanter Radionuklide auch nur annähernd für relevante Anteil des Massenaufkommens ausgeschöpft werden können. Auf diesen Punkt wird bei der Diskussion einzelner Radionuklide in Abschnitt 5.4 zurückgegriffen.

## 3.5 Einfluss der Messverfahren auf die Ausschöpfung der Freigabewerte

### 3.5.1 Überblick

Neben dem in Abschnitt 3.4 diskutierten Einfluss, den typische Nuklidvektoren auf die Ausschöpfung einzelner Freigabewerte haben, ist im vorliegenden Zusammenhang auch der Einfluss der Messverfahren auf die Ausschöpfung der Freigabewerte insgesamt relevant. Unter „Ausschöpfung der Freigabewerte“ wird hierbei verstanden, welchen Wert die Summenformel bzgl. des jeweils anzuwendenden Satzes von Freigabewerten annimmt. Eine vollständige Ausschöpfung der Freigabewerte ist beim Wert 1 der Summenformel gegeben.

Ferner muss unterschieden werden zwischen der realen und der scheinbaren Ausschöpfung der Freigabewerte. „Reale Ausschöpfung“ meint in diesem Zusammenhang die Ausschöpfung bzgl. der wahren (aber letztlich messtechnisch nicht oder nur mit extrem hohen Aufwand erfassbaren) Kontamination, „scheinbare Ausschöpfung“ meint dagegen diejenige, die durch das Freigabeverfahren und hierbei insbesondere das Messverfahren vorgespiegelt wird und die als Grundlage für die Freigabeentscheidung verwendet wird. Durch Methoden der Kalibrierung und der Festlegung sonstiger Randbedingungen wird hierbei immer sichergestellt, dass die scheinbare Ausschöpfung immer größer ist als die reale Ausschöpfung.

Die vollständige reale Ausschöpfung der Freigabewerte ist bei einem in Deutschland etablierten Freigabeverfahren, das z. B. an DIN 25457 [DIN 14] ausgerichtet ist, aus zwei völlig unabhängigen Gründen nicht möglich:

1. Die Kalibrierung der Messgeräte (bei flächen- und bei massenbezogenen Messungen) erfolgt entweder konservativ, so dass die tatsächlich vorliegende Aktivität bereits durch die Messung überschätzt wird, oder es wird bei realistischer Kalibrierung die obere Grenze des 95 %-Vertrauensbereichs als Aktivitätswert für den Vergleich mit den Freigabewerten gewählt. In beiden Fällen wird eine Aktivität ausgewiesen, die die real vorliegende Aktivität deutlich übersteigt.
2. Auf den einer Freigabemessung zu unterziehenden Gebäudeflächen oder Bodenflächen der Standorte bzw. in/auf den betreffenden Massen von Bauschutt oder Bodenaushub ist bei der Entscheidungsmessung zur Freigabe eine Aktivität vorhanden, die die Freigabewerte deutlich unterschreitet. Dies ist entweder das Resultat einer von vornherein entsprechend geringen Aktivität, so dass keine Dekontamination durchgeführt werden muss, oder von Dekontaminationsmaßnahmen, die durch vorherige (vermeintliche oder reale) Überschreitung der Freigabewerte ausgelöst wurden. Die Auslöseschwelle für die Dekontamination auf Gebäudeflächen wird hierbei weit unterhalb der Ausschöpfung der Freigabewerte gewählt, um überall das sichere Unterschreiten der Freigabewerte sicherzustellen. Der Dekontfaktor ist so hoch, dass nach der Dekontamination die Freigabewerte deutlich unterschritten werden. Mittlere Ausschöpfungsgrade der Freigabewerte sind bei langlaufenden Rückbauprojekten wie KWW im Bereich einiger weniger 10 % der Freigabewerte bestimmt worden.

Auf diese beiden Einflussfaktoren wird in den folgenden Unterabschnitten im Detail eingegangen. Die Ausführungen zu flächenbezogenen Messungen und flächenbezogener Dekontamination gelten sowohl für Gebäudeoberflächen (im Hinblick auf die Freigabewerte nach Anl. III Tab. 1 Sp. 8 und 10 StrlSchV) als auch für Bodenflächen der Standorte (im Hinblick auf die Freigabewerte nach Anl. III Tab. 1 Sp. 7 StrlSchV). Für die jeweiligen Messaufgaben gelten jeweils gleichartige Randbedingungen.

### **3.5.2 Einfluss der Kalibrierung der Messgeräte im Freimessverfahren auf die Ausschöpfung der Freigabewerte**

Zur Kalibrierung der Messgeräte für Freigabemessungen macht DIN 25457-1:2013-10 klare Vorgaben. So heißt es in Abschnitt 4.1.4:

„Bei der Festlegung des Modells der Auswertung für ein Messverfahren ist häufig im Vorfeld zu entscheiden, ob die Auswertung konservativ oder realitätsnah zu erfolgen hat.

- Realitätsnah bedeutet die möglichst realistische Wahl der Parameter bei gleichzeitiger Betrachtung sowohl der Typ A- als auch der Typ B-Messunsicherheiten.
- Bei der konservativen Vorgehensweise werden nur die Typ A-Messunsicherheiten betrachtet. Durch die überschätzende Wahl einzelner Parameter wird die Nicht-Berücksichtigung der Typ B-Messunsicherheiten kompensiert.

...

Die konservative Auswertung erhöht immer die Schätzwerte  $y$  [Messergebnis] und  $\hat{y}$  [bester Schätzer für die Messgröße] gegenüber dem wahren Wert  $\tilde{y}$  [wahrer Wert der Messgröße], reduziert jedoch gleichzeitig deren Unsicherheiten. Bei den charakteristischen Grenzen muss dieser Effekt über die ausreichend konservative Festlegung des Kalibrierfaktors  $w$  kompensiert werden.“

Zu beachten ist, dass nicht das Messergebnis mit den Freigabewerten verglichen wird, sondern der beste Schätzer, der gegenüber dem Messergebnis um einen von der Messunsicherheit abhängigen Term erhöht ist.

Die Bedeutung von realitätsnaher und konservativer Kalibrierung für diverse Messverfahren werden in DIN 25457-1:2013-10 in verschiedenen normativen Abschnitten und informativen Anhängen parallel beschrieben und mit Beispielen belegt. An dieser Stelle kann auf diese Sachverhalte nicht näher eingegangen werden, es wird auf DIN 25457-1:2013-10 verwiesen.

### **3.5.3 Einfluss der Aktivitätsverteilung und der Dekontamination auf die Ausschöpfung der Freigabewerte**

Im Rahmen der Durchführung des Freigabeverfahrens müssen einzelne Gebäudebereiche oder auch Teile der Bodenflächen des Standorts einer Dekontamination unterzogen werden, damit dort Freigabewerte erreicht werden. Auf anderen Bereichen sind dagegen die Freigabewerte bereits von vornherein unterschritten, so dass keine weitere Behandlung notwendig ist. Eine Entscheidung über die Notwendigkeit der Dekontamination wird durch Voruntersuchungen getroffen, wie in DIN 25457-1 und DIN 25457-6 bzw. DIN 25457-7 ausführlich beschrieben wird.

Die folgenden vier Aspekte führen grundsätzlich zu einer erheblich weitgehenderen Dekontamination metallischer Reststoffe, als dies aus radiologischer Sicht geboten wäre:

- Eine Dekontamination soll alle solchen Stellen umfassen, auf denen Freigabewerte mit einer vorgegebenen Wahrscheinlichkeit überschritten sein könnten. Hierfür muss eine Abwägung zwischen steigenden Kosten für eine möglichst genaue Voruntersuchung, mit der die zu dekontaminierenden Bereiche maximal eingegrenzt und der Dekontaminationsaufwand somit minimiert werden könnten, und steigenden Kosten durch erhöhten Dekontaminationsaufwand getroffen werden. Diese Entscheidung fällt immer zugunsten der Dekontamination, da es mit wesentlich geringerem Aufwand verbunden ist, bestimmte Bereiche auch dann zu dekontaminieren, wenn dies eigentlich nicht notwendig wäre, als solche Bereiche erneut den Freigabeprozess durchlaufen zu lassen, wenn sie bei der Entscheidungsmessung Freigabewerte (scheinbar) überschreiten. Somit werden eher zu viele als zu wenige Bereiche einer Dekontamination unterworfen.
- Bei einzelnen Bereichen ist es oft aufgrund der technischen Umstände des Dekontaminationsverfahrens überhaupt nicht möglich, einzelne Stellen ganz gezielt zu dekontaminieren und den Rest unbehandelt zu lassen. Bei Verfahren, bei denen Gebäudeoberflächen abgetragen werden (Abraspeln, Abnadeln, Shaven, Fräsen, Strahlen mit Stahlkies) behandelt die Person, die das Strahlverfahren ausführt, immer größere zusammenhängende Bereiche. Dasselbe gilt für die Anwendung derartiger Verfahren auf versiegelten Bodenflächen des Standorts (Verkehrswege, Abstellflächen). Somit wird immer eine größere Fläche als aus radiologischer Sicht unbedingt erforderlich behandelt.
- Der Dekontaminationsfaktor ist oft weit höher, als dies zur Erreichung von Freigabewerten notwendig wäre. Wird beispielsweise auf einer bestimmten Fläche eine Überschreitung der Freigabewerte um den Faktor 2 im Rahmen der Voruntersuchung festgestellt, so würde die

Reduktion der Aktivität auf (etwas weniger als) die Hälfte auf dieser Fläche ausreichen, um nachfolgend die Einhaltung der Freigabewerte sicherzustellen. Eine derart selektive Behandlung, etwa durch den Abtrag einer Schicht von weniger als 1 mm, ist aber weder technisch machbar noch könnte die hierfür erforderliche Differenzierung von Vorgaben für jede Einzelfläche an denjenigen, der das Dekontaminationsverfahren ausführt, erfolgen. Der Abtrag erfolgt daher immer so tief, dass aufgrund von Erfahrungswerten und den Ergebnissen der Voruntersuchung von einem sicheren Dekontaminationserfolg ausgegangen werden kann. Dies geht in der Regel mit sehr hohen Dekontaminationsfaktoren einher.

- Bei der Entscheidungsmessung wird die Entscheidung, eine bestimmte Fläche des Gebäudes oder des Standorts nicht freizugeben, sondern erneut der Dekontamination und der anschließenden Freigabe zuzuführen, bereits bei weitgehender, jedoch noch nicht vollständiger Ausschöpfung der Freigabewerte getroffen, um zu vermeiden, dass bei evtl. nachfolgenden Kontrollmessungen durch im Auftrag der Behörde tätige unabhängige Sachverständige der Verdacht der Überschreitung der Freigabewerte geäußert wird. In einem solchen Fall müsste mit sehr hohem Aufwand die Infrastruktur für die erneute Dekontamination und anschließende Freigabemessung im betreffenden Raum installiert werden. Für betroffene Flächen erfolgt die Dekontamination daher auch dann, wenn dies aus radiologischer Sicht nicht notwendig wäre.

All diese Punkte führen zusammengenommen in der Realität zu einem erheblich höheren Umfang der Dekontamination, als dies bei der Herleitung von Freigabewerten für Gebäude und den hieraus entstehenden Bauschutt sowie für die Freigabe von Bodenflächen unterstellt wurde.

### **3.6 Ergänzung weiterer Radionuklide zur Einbeziehung in den Vergleich**

Die Durchsicht der Liste von Radionukliden, für die in Anl. III Tab. 1 Sp. 6, 8 und 10 StrlSchV keine Freigabewerte vorliegen, jedoch in den übrigen Spalten Freigabewerte vorhanden sind, ergibt die folgenden Nuklide (Angabe jeweils mit Halbwertszeit in Klammern):

- Si-32 (101 a),
- Ca-41 ( $1,0 \cdot 10^5$  a),
- Ba-133 (10,5 a) und
- Ac-227+ (21,8 a).

Das Fehlen von Freigabewerten für diese Radionuklide (nachfolgend auch Ergänzungsnuklide genannt) ist bereits in der Vergangenheit bei Freigaben von Bauschutt und Bodenaushub aufgefallen, so dass hierfür teilweise Freigabewerte berechnet wurden. An dieser Stelle wurden die in Abschnitt 3.2 dargestellten radiologischen Modelle verwendet, um Freigabewerte auf derselben Grundlage wie die übrigen Werte in Anl. III Tab. 1 Sp. 6, 8 und 10 StrlSchV zu ergänzen. Die Ergebnisse zeigt Tabelle 3.25.

Tabelle 3.25: Neu berechnete Freigabewerte für Si-32, Ca-41, Ba-133 und Ac-227+ als Ergänzung für Anl. III Tab. 1 Sp. 6, 8 und 10 StrlSchV

Nuklid	Freigabewert für Anl. III Tab. 1 StrlSchV			Halbwertszeit
	Spalte 6	Spalte 8	Spalte 10	
Si-32	15 Bq/g	160 Bq/cm <sup>2</sup>	440 Bq/cm <sup>2</sup>	101 a
Ca-41	290 Bq/g	8.900 Bq/cm <sup>2</sup>	8.900 Bq/cm <sup>2</sup>	1,0·10 <sup>5</sup> a
Ba-133	0,69 Bq/g	2,1 Bq/cm <sup>2</sup>	22 Bq/cm <sup>2</sup>	10,5 a
Ac-227+	0,0037 Bq/g	0,014 Bq/cm <sup>2</sup>	0,11 Bq/cm <sup>2</sup>	21,8 a

*Anmerkung: Bei der Angabe eines Freigabewerts für I-124 für Anl. III Tab. 1 Sp. 8 StrlSchV in der aktuellen Fassung handelt es sich um einen Übertragungsfehler bei der Erstellung der Liste mit Freigabewerten. Für dieses Nuklid wurden keine Freigabewerte berechnet.*

## **4.            REGELUNGEN FÜR DIE FREIGABE VON BAUSCHUTT UND BODENAUSHUB SOWIE VON GEBÄUDEN IN DER STRLSCHV**

### **4.1           Regelungen für Bauschutt**

Die Freigabe von Bauschutt ist in § 29 Abs. 2 Nr. 1 Buchst. b StrlSchV geregelt:

„Die zuständige Behörde kann davon ausgehen, dass dies [Einhaltung einer effektiven Dosis im Bereich von 10 Mikrosievert im Kalenderjahr] erfüllt ist, wenn für eine uneingeschränkte Freigabe von ...

Bauschutt und Bodenaushub bei einer zu erwartenden Masse von mehr als 1 000 Tonnen im Kalenderjahr die Einhaltung der in Anlage III Tabelle 1 Spalte 6 genannten Freigabewerte und die Einhaltung der in Anlage IV Teil A Nummer 1, Teil B und F genannten Festlegungen ...

nachgewiesen ist...“

Die relevanten Festlegungen in Anl. IV Teil A Nr. 1 lauten wie folgt:

b) Der Nachweis der Einhaltung der jeweiligen Freigabewerte und, sofern eine feste Oberfläche vorhanden ist, an der eine Kontaminationsmessung möglich ist, die Einhaltung der Oberflächenkontaminationswerte, sind anhand von Messungen zu erbringen; im Einzelfall können von der zuständigen Behörde auch andere Nachweisverfahren zugelassen werden.

e) *Regelungen zur Summenformel*

f) *Regelungen zum rad. Gleichgewicht*

Aus der Regelung nach Buchst. b) folgt für Bauschutt, dass nur massenbezogene Werte der Aktivität einschlägig und nachzuweisen sind. Bauschutt gem. der Definition in DIN 25457-6 [DIN 15] hat keine „feste Oberfläche vorhanden ist, an der eine Kontaminationsmessung möglich“ ist.

Die Festlegungen in Teil B und F StrlSchV lauten wie folgt:

Teil B Nr. 2: „Die Werte der Anlage III Tabelle 1 Spalte 5 gelten für ... Bauschutt und Bodenaushub, wenn die freizugebende Masse nicht mehr als 1 000 Tonnen im Kalenderjahr beträgt.“

Teil F Nr. 1: „Die Werte der Anlage III Tabelle 1 Spalte 6 gelten für Bauschutt und Bodenaushub, der bei laufenden Betriebsarbeiten anfällt oder nach Abriss von Gebäuden oder Anlagenteilen, sofern die Voraussetzungen einer Freimessung an der stehenden Struktur nach Teil D nicht erfüllt sind.“

Teil F Nr. 2. „Bei einer Freimessung von Bauschutt und Bodenaushub darf die Mittelungsmasse bis zu 1 Tonne betragen. In begründeten Fällen kann die zuständige Behörde höhere Mittelungsmassen zulassen.“

Für den hier durchzuführenden Vergleich zwischen den Freigabewerten nach Anl. III Tab. 1 Sp. 6 StrlSchV und den neuen Freigrenzen der EU-Grundnormen sind diese Festlegungen nur insofern relevant als dass auf die Mittelungsmasse 1 Mg Bezug genommen wird. Diese Festlegung führt – wie in Abschnitt 3.2 dargestellt wurde, dazu, dass eine homogene und nahezu vollständige Ausschöpfung der Freigabewerte für größere Massen, d. h. Massen im Bereich einiger 100 Mg und darüber, nicht möglich ist.

Auf die Anwendbarkeit der Freigabewerte nach Anl. III Tab. 1 Sp. 6 StrlSchV auch für Bodenaushub und die hierbei notwendigen Abgrenzungen wird in Abschnitt 7 gesondert eingegangen.

## **4.2 Regelungen für die uneingeschränkte Freigabe von Gebäuden**

Die uneingeschränkte Freigabe von Gebäuden ist in § 29 Abs. 2 Nr. 1 Buchst. d StrlSchV geregelt:

„Die zuständige Behörde kann davon ausgehen, dass dies [Einhaltung einer effektiven Dosis im Bereich von 10 Mikrosievert im Kalenderjahr] erfüllt ist, wenn für eine uneingeschränkte Freigabe von ...

Gebäuden zur Wieder- und Weiterverwendung die Einhaltung der in Anlage III Tabelle 1 Spalte 8 genannten Freigabewerte sowie die Einhaltung der in Anlage IV Teil A Nummer 1, Teil B und D genannten Festlegungen ...

nachgewiesen ist...“

Über die in Abschnitt 4.1 bereits aufgeführten Regelungen hinaus enthält Anl. IV Teil A Nr. 1 StrlSchV keine für Gebäude relevanten Festlegungen. Die in Buchst. d) genannten Regelungen für die Mittelungsfläche sind für Gebäude irrelevant. Auch Teil B enthält keine für Gebäude relevanten Festlegungen.

Die Festlegungen in Anl. IV Teil D StrlSchV lauten wie folgt:

- „1. Der Begriff Gebäude umfasst einzelne Gebäude, Räume, Raumteile sowie Bauteile.
2. Die Freimessung eines Gebäudes soll grundsätzlich an der stehenden Struktur erfolgen. Die Messungen können anhand eines geeigneten Stichprobenverfahrens durchgeführt werden.
3. Die zugrunde zu legende Mittelungsfläche darf bis zu 1 m<sup>2</sup> betragen.
4. Ist eine spätere Wieder- oder Weiterverwendung des Gebäudes nicht auszuschließen, dürfen die Oberflächenkontaminationswerte die Werte der Anlage III Tabelle 1 Spalte 8 nicht überschreiten.
5. Soll das Gebäude nach der Freimessung abgerissen werden, dürfen die Oberflächenkontaminationswerte die Werte der Anlage III Tabelle 1 Spalte 10 nicht überschreiten. In begründeten Fällen kann die zuständige Behörde größere Mittelungsflächen als 1 m<sup>2</sup> zulassen.
6. Nach der Freigabe eines Gebäudes insbesondere durch Abriss anfallender Bauschutt bedarf keiner gesonderten Freigabe.
7. Bei volumengetragener Aktivität durch Aktivierung finden die Teile B, C oder F Anwendung.“

Die Festlegungen der Nummern 1 bis 6 sind für den hier durchzuführenden Vergleich zwischen den Freigabewerten nach Anl. III Tab. 1 Sp. 8 StrlSchV und den neuen Freigrenzen der EU-Grundnormen nicht von Belang. Einzig die Festlegung in Nr. 3 unterstreicht, dass die Regelungen in Deutschland auf den Modellannahmen der RP 113 und RP 114 ([EUR 00] und [EUR 00B]) beruhen und mit diesen kompatibel sind. Aus Nr. 7 folgt, dass aktiviertes Material vorzugsweise als Bauschutt freigegeben wird. Da sich der hier durchzuführende Vergleich aber über die Wertesätze von Anl. III Tab. 1 Sp. 6, 8 und 10 StrlSchV erstreckt, werden auch diese Regelungen erfasst.

## **4.3 Regelungen für die Freigabe von Gebäuden zum Abriss**

Die Freigabe von Gebäuden zum Abriss ist in § 29 Abs. 2 Nr. 2 Buchst. c StrlSchV geregelt:

„Die zuständige Behörde kann davon ausgehen, dass dies [Einhaltung einer effektiven Dosis im Bereich von 10 Mikrosievert im Kalenderjahr] erfüllt ist, wenn für eine Freigabe von ...

Gebäuden zum Abriss die Einhaltung der in Anlage III Tabelle 1 Spalte 10 genannten Freigabewerte sowie die Einhaltung der in Anlage IV Teil A Nr. 1 und Teil D genannten Festlegungen ...

nachgewiesen ist...“

Zu den Festlegungen in Teil B und D StrlSchV s. Abschnitt 4.2.

#### **4.4 Regelungen für die Freigabe von Bodenflächen von Standorten**

Die Freigabe von Bodenflächen ist in § 29 Abs. 2 Nr. 1 Buchst. c StrlSchV geregelt:

„Die zuständige Behörde kann davon ausgehen, dass dies [Einhaltung einer effektiven Dosis im Bereich von 10 Mikrosievert im Kalenderjahr] erfüllt ist, wenn für eine uneingeschränkte Freigabe von ...

Bodenflächen die Einhaltung der in Anlage III Tabelle 1 Spalte 7 genannten Freigabewerte und die Einhaltung der in Anlage IV Teil A Nummer 1, Teil B und E genannten Festlegungen ...

nachgewiesen ist...“

Über die in Abschnitt 4.1 bereits aufgeführten Regelungen hinaus enthält Anl. IV Teil A Nr. 1 StrlSchV keine für Bodenflächen relevanten Festlegungen. Die in Buchst. d) genannten Regelungen für die Mittelungsfläche sind für Bodenflächen irrelevant.

Die Festlegungen in Anl. IV Teil E StrlSchV lauten wie folgt:

„1. Bei Anwendung flächenbezogener Freigabewerte darf die Mittelungsfläche für die Oberflächenkontamination bis zu 100 Quadratmeter betragen. Alternativ darf bei Anwendung massenbezogener Freigabewerte die zugrunde zu legende Mittelungsmasse für die Ermittlung der spezifischen Aktivität bis zu einer Tonne betragen.

2. Es sind nur die Kontaminationen zu berücksichtigen, die durch die Anlagen oder Einrichtungen auf dem Betriebsgelände verursacht worden sind.

3. Soweit in Anlage III Tabelle 1 Spalte 7 keine Freigabewerte angegeben sind, ist der Nachweis, dass für Einzelpersonen der Bevölkerung eine nur geringfügige Dosis zu erwarten ist, im Einzelfall zu führen. Dabei sind die Nutzungen der freizugebenden Bodenflächen nach den jeweiligen Standortgegebenheiten und die dabei relevanten Expositionspfade zu berücksichtigen.

4. Der Nachweis nach Nummer 3 ist auf der Grundlage von Messungen durch Dosisberechnungen zu erbringen.

5. Die Freigabewerte der Anlage III Tabelle 1 Spalte 7 können in flächenbezogene Freigabewerte gemäß folgender Beziehung umgerechnet werden:

$$O_i = R_i \cdot \rho \cdot d$$

Dabei ist:

$O_i$  der Freigabewert für Bodenflächen für das jeweilige Radionuklid  $i$  in Bq/cm<sup>2</sup>,

$R_i$  der Freigabewert für Bodenflächen für das jeweilige Radionuklid  $i$  in Bq/g gemäß Anlage III Tabelle 1 Spalte 7,

$\rho$  die mittlere Bodendichte in g/cm<sup>3</sup> in der Tiefe  $d$  und

$d$  die mittlere Eindringtiefe in cm.“

Für die hier durchzuführende Bewertung ist von den Festlegungen in Anl. IV Teil E StrlSchV insbesondere relevant, dass die Freigabewerte in der Einheit Bq/g angegeben sind und sich daher direkt für den Vergleich mit den neuen Freigrenzen der EU-Grundnormen eignen. Ferner ist die Regelung unter Nr. 3 wichtig, auch in Zusammenhang mit Anl. IV Teil A Nr. 1 Buchst. g StrlSchV: Für den Satz von Freigabewerten der Anl. III Tab. 1 Sp. 7 StrlSchV ist nicht vorgesehen, dass weitere Werte mittels desselben Modells, das auch für die Herleitung der angegebenen Werte verwendet wurde, berechnet werden, weil ja für andere als die angegebenen Werte das Modell an seine Grenzen stößt. Vielmehr ist beim Vorliegen von Radionukliden, für die in Anl. III Tab. 1 Sp. 7 StrlSchV kein Freigabewert existiert, ein Einzelfallnachweis zu führen. Dies bedeutet, dass im vorliegenden Fall keine Freigabewerte in die Berechnungen einbezogen werden, die über die in Anl. III Tab. 1 Sp. 7 StrlSchV erfassten Radionuklide hinausgehen.

## **5. PRÜFUNG DER KOMPATIBILITÄT ZWISCHEN DEN FREIGABEWERTEN NACH ANL. III TAB. 1 SP. 6, 8 UND 10 STRLSCHV UND DEN NEUEN FREIGRENZEN**

### **5.1 Schlussfolgerungen aus den Abschnitten 3 und 4**

Im Hinblick auf die Prüfung der Kompatibilität zwischen den Freigabewerten nach Anl. III Tab. 1 Sp. 6, 8 und 10 StrlSchV und den neuen Freigrenzen gem. Anh. VII Tab. A Euratom-Grundnormen lassen sich aus den Abschnitten 3 und 4 die folgenden Schlussfolgerungen ziehen:

- In freigegebenem Material liegen die Radionuklide immer als Bestandteil von Nuklidvektoren vor. Nur in wenigen Fällen ist das Vorliegen lediglich eines einzelnen Nuklids vorstellbar; derartige Fälle betreffen zudem deutlich geringere Materialmengen. An die Aktivitäten der Schlüsselnuklide (vgl. hierzu DIN 25457-1 [DIN 14] und DIN 25457-6 [DIN 15]) werden die Aktivitäten der übrigen Radionuklide korreliert. Die Aktivitäten der Schlüsselnuklide begrenzen somit automatisch die Aktivitäten der übrigen Radionuklide, so dass diese die teilweise sehr hohen Freigabewerte überhaupt nicht ausschöpfen können. Für einige besondere Nuklidvektoren ist zu beachten, dass diese nur sehr geringe Materialmengen repräsentieren.
- Als weiterer Einflussfaktor auf die tatsächlich freigegebene Aktivität kann noch die Begrenzung der maximal möglichen mittleren Ausschöpfung der Freigabewerte aufgrund der Kalibrierung der Messgeräte sowie der Aktivitätsverteilung im Material berücksichtigt werden. Typische mittlere Ausschöpfungen, gemittelt über beispielsweise in Jahr, überschreiten auch bei großen kerntechnischen Rückbauprojekten nicht den Wert von ca. 30 % der Freigabewerte (Bezug: Summenformel nimmt den Wert 1 an).

### **5.2 Beschreibung der Vorgehensweise**

Die in Abschnitt 2.2 skizzierte Vorgehensweise wird für die einzelnen Stufen 1 bis 3 unter Berücksichtigung der verschiedenen zu berücksichtigenden Einflussfaktoren gem. Abschnitt 5.1 anhand von Beispielen aufgezeigt. Diese Beispiele wurden gewählt, um die verschiedenartigen Argumentationen in Abhängigkeit von den radiologischen Eigenschaften und den Anteil der betrachteten Radionuklide und Zerfallsreihen am Nuklidvektor darzustellen.

#### **5.2.1 Vorgehensweise bei Stufe 1 des Vergleichs**

Wie in Abschnitt 2.2 erwähnt werden im Rahmen dieses Berichts durchgeführten Untersuchungen sämtliche Einzelnuclide und Zerfallsreihen betrachtet, für die entweder in Anh. VII Tab. A Euratom-Grundnormen eine neue Freigrenze oder in mindestens einer der Spalten aus Anl. III Tab. 1 Sp. 6, 8 und 10 StrlSchV ein Freigabewert angegeben wird. Ergänzend werden aufgrund ihrer potentiellen radiologischen Relevanz beim Rückbau von kerntechnischen Anlagen zudem die in Abschnitt 3.6 identifizierten Radionuklide Si-32, Ca-41, Ba-133 und Ac-227+ berücksichtigt.

##### **5.2.1.1 Erster Schritt – Ergänzung fehlender Freigrenzen oder Freigabewerte**

Im Rahmen der Stufe 1 werden zunächst – wie in Abschnitt 2.2 beschrieben – in einem ersten Schritt ggf. fehlende Freigrenzen und/oder Freigabewerte für die betrachteten Einzelnuclide und Zerfallsreihen ergänzt.

Für fehlende Freigrenzen werden zwei Fälle unterschieden:

- Fall 1: In [THI 15] wurde bezüglich des betroffenen Radionuklids bzw. der betroffenen Zerfallsreihen eine Freigrenze berechnet:

- Falls für ein betroffenes Radionuklid oder eine betroffene Zerfallsreihe in [THI 15] eine Freigrenze berechnet wurde, wird die in Anh. VII Tab. A Euratom-Grundnormen fehlende neue Freigrenze durch den entsprechenden gerundeten Wert der in [THI 15] berechneten Freigrenze (vgl. [THI 15], Tabelle 2.5) ergänzt. Die auf diese Weise ergänzten Werte fehlender neuer Freigrenzen sind in der Spalte FSW (2. Spalte) der Tabelle 5.1 angegeben und durch eine hellgrüne Hintergrundfarbe gekennzeichnet.

Beispiel: Nb-97	
Der Wert der neuen Freigrenze ist gegeben durch den gerundeten Wert der berechnete Freigrenze von Nb-97 nach [THI 15], Tabelle 2.5 (gerundet)	1.000 Bq/g

- Falls nicht für das betroffene Radionuklid selbst, sondern für eine Zerfallsreihe mit dem betroffenen Radionuklid als Mutternuklid in [THI 15] eine Freigrenze berechnet wurde, wird die in Anh. VII Tab. A Euratom-Grundnormen fehlende neue Freigrenze durch den entsprechenden gerundeten Wert der für die Zerfallsreihe in [THI 15] berechneten Freigrenze (vgl. [THI 15], Tabelle 2.5) ergänzt. Die auf diese Weise ergänzten Werte repräsentieren folglich untere Begrenzungswerte der neuen Freigrenzen. Diese Werte sind in der Spalte FSW (2. Spalte) der Tabelle 5.1 mit einem vorangestellten „>“-Zeichen (größer als) angegeben und ebenfalls durch eine hellgrüne Hintergrundfarbe gekennzeichnet.

Beispiel Pb-212	
Der unterer Begrenzungswert der neuen Freigrenze ist gegeben durch den gerundeten Wert der berechnete Freigrenze von Pb-212+ nach [THI 15], Tabelle 2.5 (gerundet)	> 10 Bq/g

- Fall 2: In [THI 15] wurde bezüglich des betroffenen Radionuklids bzw. der betroffenen Zerfallsreihe keine Freigrenze berechnet:

- Falls in Anh. VII Tab. A Euratom-Grundnormen nicht für das betroffene Radionuklid selbst, sondern für eine Zerfallsreihe mit dem betroffenen Radionuklid als Mutternuklid eine neue Freigrenze angegeben wurde, wird diese als unterer Begrenzungswert der neuen Freigrenze des betroffenen Radionuklids ergänzt. Diese Werte sind in der Spalte FSW (2. Spalte) der Tabelle 5.1 mit einem vorangestellten „>“-Zeichen (größer als) angegeben und durch eine hellblaue Hintergrundfarbe gekennzeichnet.

Beispiel Fe-52	
Der untere Begrenzungswert der neuen Freigrenze ist gegeben durch den Wert der neuen Freigrenze von Fe-52+ nach Anh. VII Tab. A Euratom-Grundnormen	> 10 Bq/g

- Falls in Anh. VII Tab. A Euratom-Grundnormen nicht für die betroffene Zerfallsreihe selbst, sondern für die radiologisch relevanten Einzelnuklide der Zerfallsreihe gemäß der Tabellen in Anhang B des vorliegenden Berichts eine neue Freigrenze angegeben wurde, wird die neue Freigrenze des Einzelnuklids mit dem kleinsten Wert, dividiert durch die Anzahl radiologisch relevanten Einzelnuklide als unterer Begrenzungswert der betroffenen Zerfallsreihe ergänzt. Diese Werte sind in der Spalte FSW (2. Spalte) der Tabelle 5.1 mit einem vorangestellten „≥“-Zeichen (größer oder gleich) angegeben und durch eine hellblaue Hintergrundfarbe gekennzeichnet.

Beispiel Ba-131+	
Radiologisch relevante Einzelnuklide der Zerfallsreihe Ba-131+ sind gemäß der Tabellen Anhang B des vorliegenden Berichts die Radionuklide Ba-131 (Mutternuklid) und Cs-131. Nach Anh. VII Tab. A Euratom-Grundnormen hat die neuen Freigrenze für Ba-131 einen Wert von 10 Bq/g und für Cs-131 von 1.000 Bq/g. Der untere Begrenzungswert der neuen Freigrenze von Ba-131+ ist daher gegeben durch den Wert der neuen Freigrenze von Ba-131 nach Anh. VII Tab. A Euratom-Grundnormen dividiert durch 2	$\geq 5$ Bq/g

Für fehlende Freigabewerte werden drei Fälle unterschieden:

- Fall 1 (Einzelnuklide): In [THI 00] wurden Freigabewerte bzgl. des betroffenen Radionuklids für die uneingeschränkte bzw. zweckgerichtete Freigabe von Bauschutt, Bodenaushub oder Gebäuden hinsichtlich Anl. III Tab. 1 Sp. 6, 8 und 10 StrlSchV berechnet:
  - Falls für ein betroffenes Radionuklid oder eine betroffene Zerfallsreihe in [THI 00] ein in Anl. III Tab. 1 Sp. 6, 8 und 10 StrlSchV fehlender Freigabewert berechnet wurde, wird dieser fehlende Freigabewert durch den entsprechenden in [THI 00] berechneten Freigabewert (vgl. [THI 00], Tabelle 5-4) ergänzt. Die auf diese Weise ergänzten Freigabewerte sind in den jeweils zugehörigen Spalten FGW der Tabelle 5.1 angegeben und durch eine hellgelbe Hintergrundfarbe gekennzeichnet.

Beispiel F-18	
Der fehlende Freigabewert in Anl. III Tab. 1 Sp. 6 StrlSchV ist gegeben durch den entsprechenden in [THI 00] abgeleiteten und dort in Tabelle 5-4 angegebenen Freigabewert von F-18	0,23 Bq/g

- Fall 2 (Zerfallsreihen): In einer der Spalten 6, 8 oder 10 der Anl. III Tab. 1 StrlSchV wurde zwar nicht für die betroffene Zerfallsreihe, wohl aber für deren Mutternuklid ein entsprechender Freigabewert angegeben:
  - Falls in Anl. III Tab. 1 Sp. 6, 8 oder 10 StrlSchV für die betroffene Zerfallsreihe ein Freigabewert fehlt, aber für das zugehörige Mutternuklid vorhanden ist, wird der entsprechende Freigabewert des Mutternuklids als oberer Begrenzungswert des Freigabewerts der Zerfallsreihe ergänzt. Die auf diese Weise ergänzten Freigabewerte sind in den jeweils zugehörigen Spalten FGW der Tabelle 5.1 mit einem vorangestellten „<“-Zeichen (kleiner als) angegeben und durch eine hellgelbe Hintergrundfarbe gekennzeichnet.

Beispiel Fe-52+	
Der obere Begrenzungswert des fehlenden Freigabewerts in Anl. III Tab. 1 Sp. 6 StrlSchV ist gegeben durch den entsprechenden in [THI 00] abgeleiteten und dort in Tabelle 5-4 angegebenen Freigabewert von Fe-52.	< 0,07 Bq/g

- Die auf diese Weise ergänzten Freigabewerte dürfen nur als obere Grenze für den Freigabewert der gesamten Zerfallsreihe verstanden und verwendet werden. Sie werden in den folgenden Tabellen auch nur zur Berechnung einer oberen Grenze für das Verhältnis zwischen Freigabewert und Freigrenze verwendet, da hierbei nur entscheidend ist, ob dieses Verhältnis  $\leq 1$  ist. Damit wirkt sich der genaue Wert des Freigabewertes nicht auf den Nachweis der Kompatibilität aus. Eine Angabe, welcher Beitrag zum Freigabewert einer Zerfallsreihe durch das Mutternuklid und welcher Anteil durch die Tochternuklide verursacht wird, hängt von den Eigenschaften der jeweiligen Nuklide ab und ist daher nicht verallgemeinert möglich. Bei der

in diesem Bericht vorliegenden Anwendung ist dies aus den oben angeführten Gründen auch nicht notwendig.

- Fall 3 (Ergänzungsnuklide): Für die in Abschnitt 3.6 identifizierten Ergänzungsnuklide Si-32, Ca-41, Ba-133 und Ac-227+ wurden die Freigabewerte gemäß Anl. III Tab. 1 Sp. 6, 8 oder 10 StrlSchV neu berechnet, da diese in der aktuellen Fassung der StrlSchV fehlen:
  - Fehlende Freigabewerte der Ergänzungsnuklide bzgl. der uneingeschränkten bzw. zweckgerichteten Freigabe von Gebäuden und Bauschutt gemäß Anl. III Tab. 1 Sp. 6, 8 und 10 StrlSchV wurden im Rahmen des vorliegenden Berichts durch die entsprechenden neu berechneten Freigabewerte gemäß der Tabelle 3.25 in Abschnitt 3.6 ergänzt. Diese Werte sind in den jeweils zugehörigen Spalten FGW der Tabelle 5.1 durch eine hellrote Hintergrundfarbe gekennzeichnet.

Beispiel Ergänzungsnuklid Si-32	
Der fehlende Freigabewert von Si-32 in Anl. III Tab. 1 Sp. 6 StrlSchV ist gegeben durch den entsprechenden neu berechneten Freigabewert aus Tabelle 3.25	15 Bq/g
Der fehlende Freigabewert von Si-32 in Anl. III Tab. 1 Sp. 8 StrlSchV ist gegeben durch den entsprechenden neu berechneten Freigabewert aus Tabelle 3.25	160 Bq/cm <sup>2</sup>
Der fehlende Freigabewert von Si-32 in Anl. III Tab. 1 Sp. 10 StrlSchV ist gegeben durch den entsprechenden neu berechneten Freigabewert aus Tabelle 3.25	440 Bq/cm <sup>2</sup>

#### 5.2.1.2 Zweiter Schritt – Vergleich der Wertesätze

Im zweiten Schritt der Stufe 1 erfolgt der direkte Vergleich zwischen den in Tabelle 5.1 für die hier betrachteten Radionuklide und Zerfallsreihen angegebenen Freistellungswerten (FSW) bzw. neuen Freigrenzen gemäß Anh. VII Tab. A Euratom-Grundnormen und zusammengestellten Freigabewerten (FGW) gemäß Anl. III Tab. 1 Sp. 6, 8 oder 10 StrlSchV durch Bildung der nuklidspezifischen Verhältnisse FGW/FSW. Gebildet werden die Verhältnisse unter Verwendung der in Tabelle 5.1 angegebenen massenspezifischen Freigabewerte, die sich gemäß [THI 00] aus den jeweiligen flächenspezifischen Freigabewerten durch Multiplikation mit dem Faktor 0,0033 cm<sup>2</sup>/g berechnen.

Ist das Verhältnis  $FGW/FSW \leq 1$ , so ist der entsprechende Freigabewert mit der neuen Freigrenze kompatibel. Andernfalls wird der Vergleich auf die Stufe 2 ausgeweitet. Die auf diese Weise im Rahmen der Stufe 1 berechneten Zahlenwerte der Verhältnisse FGW/FSW sind in den jeweils zugehörigen Spalten FGW/FSW der Tabelle 5.1 angegeben. Die entsprechenden Zahlenwerte der Verhältnisse FGW/FSW von Freigabewerten, deren Kompatibilität mit den neuen Freigrenzen im Ergebnis der Stufe 1 des Vergleichs nicht nachgewiesen werden konnte, sind in der Tabelle 5.1 in roter Fettschrift dargestellt.

<b>Beispiel Be-7</b>	
FSW gemäß Anh. VII Tab. A Teil 1 Euratom-Grundnormen:	10 Bq/g
Massenspezifischer FGW gemäß Anl. III Tab. 1 Sp. 6 StrlSchV:	30 Bq/g
Flächenspezifischer FGW gemäß Anl. III Tab. 1 Sp. 6 StrlSchV:	-
FGW/FSW (Stufe 1)	3,0 (→ inkompatibel)
Massenspezifischer FGW gemäß Anl. III Tab. 1 Sp. 8 StrlSchV:	0,26 Bq/g
Flächenspezifischer FGW gemäß Anl. III Tab. 1 Sp. 8 StrlSchV:	80 Bq/cm <sup>2</sup>
FGW/FSW (Stufe 1):	< 0,1 (→ kompatibel) <sup>1</sup>
Massenspezifischer FGW gemäß Anl. III Tab. 1 Sp. 10 StrlSchV:	2 Bq/g
Flächenspezifischer FGW gemäß Anl. III Tab. 1 Sp. 10 StrlSchV:	600 Bq/cm <sup>2</sup>
FGW/FSW (Stufe 1):	0,2 (→ kompatibel)

### 5.2.2 Vorgehensweise bei Stufe 2 des Vergleichs

Entsprechend den Ausführungen in Abschnitt 2.2 kann im Zusammenhang mit den hier betrachteten Freigabewerten nach Anl. III Tab. 1 Sp. 6, 8 und 10 StrlSchV davon ausgegangen werden, dass in der Praxis zwischen dem Zeitpunkt der durchgeführten Messung bis zum Zeitpunkt der konkreten Freigabe eine gewisse Zeitspanne liegt. Insbesondere für kurzlebige Radionuklide kann dies in Abhängigkeit vom Freigabezweck zur Folge haben, dass die tatsächliche Aktivität zum Freigabezeitpunkt gegenüber der Aktivität zum Messzeitpunkt deutlich abgeklungen ist. Dieses Verhalten wird im Rahmen der Stufe 2 des durchgeführten Vergleichs durch die in Abschnitt 2.2 eingeführten radionuklid- und freigabezweckspezifischen Abklingfaktoren  $f_{\text{Abkling}}$  berücksichtigt, die über die in Abschnitt 2.2 angegebene (G 2-1) mit den ebenfalls in Abschnitt 2.2 festgelegten Abklingzeiten und den in Tabelle 5.1 angegebenen Halbwertszeiten der betrachteten Einzel- bzw. Mutternuklide in Beziehung stehen.

Erfüllt das Verhältnis FGW/FSW eines Freigabewerts (FGW) nach Anl. III Tab. 1 Sp. 6, 8 und 10 StrlSchV und dem Freistellungswert (FSW) bzw. der neue Freigrenze gemäß Anhang. VII Tabelle A Euratom-Grundnormen multipliziert mit dem Abklingfaktor  $f_{\text{Abkling}}$  die Bedingung  $f_{\text{Abkling}} \cdot \text{FGW/FSW} \leq 1$ , so ist dieser Freigabewert mit der neuen Freigrenze kompatibel.

Ist diese Bedingung nicht erfüllt, erfolgt eine detaillierte Einzelfallbetrachtung des betroffenen Radionuklids im Rahmen der Stufe 3 des hier durchgeführten Vergleichs. Die entsprechenden Zahlenwerte der mit dem genannten Abklingfaktor multiplizierten Verhältnisse FGW/FSW von Freigabewerten, deren Kompatibilität mit den neuen Freigrenzen im Ergebnis der Stufe 2 des Vergleichs nicht nachgewiesen werden konnte, sind in der Tabelle 5.1 in roter Fettschrift dargestellt.

<sup>1)</sup> hier und an den folgenden analogen Stellen wird mit der Angabe „< 0,1“ jedes Verhältnis des Freigabewerts zum Freistellungswert (FGW/FSW) bezeichnet, das den Wert 0,1 unterschreitet. Hierdurch wird die deutliche Unterschreitung kenntlich gemacht. Die Angabe eines exakten Verhältniswerts ist hier nicht relevant.

<b>Beispiel Zn-65 (Inkompatibilität)</b>	
FSW gemäß Anh. VII Tab. A Teil 1 Euratom-Grundnormen:	0,1 Bq/g
Massenspezifischer FGW gemäß Anl. III Tab. 1 Sp. 6 StrlSchV:	0,4 Bq/g
Flächenspezifischer FGW gemäß Anl. III Tab. 1 Sp. 6 StrlSchV:	-
FGW/FSW (Stufe 1)	4,0 (→ inkompatibel)
Abklingfaktor (Abklingzeit: 3 Tage)	1
FGW/FSW (Stufe 2)	4,0 (→ inkompatibel)

<b>Beispiel Zn-69 (Kompatibilität)</b>	
FSW gemäß Anh. VII Tab. A Teil 1 Euratom-Grundnormen:	1.000 Bq/g
Massenspezifischer FGW gemäß Anl. III Tab. 1 Sp. 10 StrlSchV:	2,31E+07 Bq/g
Flächenspezifischer FGW gemäß Anl. III Tab. 1 Sp. 10 StrlSchV:	7,00E+09 Bq/cm <sup>2</sup>
FGW/FSW (Stufe 1)	23.100 (→ inkompatibel)
Abklingfaktor (Abklingzeit: 3 Tage)	< 0,1
FGW/FSW (Stufe 2)	< 0,1 (→ kompatibel)

### 5.2.3 Vorgehensweise bei Stufe 3 des Vergleichs

Stufe 3 des Vergleichs besteht aus einer gesonderten Betrachtung des maximal möglichen Aktivitätsgehalts einzelner Radionuklide, die nach Durchführung von Stufe 1 und Stufe 2 noch nicht als kompatibel identifiziert wurden. Dieser Vergleich wird in Abschnitt 5.4 durchgeführt.

Ein Beispiel wird vorab anhand von Ni-63 diskutiert, für das sich im Vergleich nach Stufe 2 die folgende Situation zeigt:

<b>Beispiel Ni-63</b>	
FSW gemäß Anh. VII Tab. A Teil 1 Euratom-Grundnormen:	100 Bq/g
Massenspezifischer FGW gemäß Anl. III Tab. 1 Sp. 6 StrlSchV:	300 Bq/g
Abklingfaktor	1
FGW/FSW (Stufe 2)	3,0 (→ inkompatibel)
Flächenspezifischer FGW gemäß Anl. III Tab. 1 Sp. 10 StrlSchV:	40.000 Bq/cm <sup>2</sup>
Massenspezifischer FGW gemäß Anl. III Tab. 1 Sp. 10 StrlSchV:	130 Bq/g
Abklingfaktor	1
FGW/FSW (Stufe 2)	1,3 (→ inkompatibel)

Ni-63 kann in der Kontamination in Kernkraftwerken auftreten. Es handelt sich analog zu Co-60 um das Resultat der Aktivierung von Korrosionsprodukten und hat daher mit Co-60 einen gemeinsamen Entstehungsmechanismus. Ni-63 kann daher an das Schlüsselnuklid Co-60 korreliert werden. Seine Aktivität (Halbwertszeit Ni-63: 100 a) kann diejenige des Co-60 (Halbwertszeit 5,3 a) in realen Fällen um ca. den Faktor 5 übersteigen.

Unterstellt man, dass der Korrelationsfaktor zu Co-60 in Ausnahmefällen 10 betrage, so kann die Aktivität von Ni-63 in freigegebenem Material also einen Wert von ca. 1 Bq/g nicht übersteigen, da der Freigabewert von Co-60 nach Anl. III Tab. 1 Sp. 6 StrlSchV bei 0,09 Bq/g liegt. Der Freigabewert 300 Bq/g für Ni-63 spielt somit in der Praxis keine Rolle.

### **5.3 Nuklidspezifischer Vergleich (Stufen 1 und 2)**

In diesem Abschnitt werden die verschiedenen Schritte der Stufen 1 und 2 des im Rahmen des vorliegenden Berichts durchgeführten Vergleichs (vgl. Abschnitt 5.2) systematisch für alle betrachteten Radionuklide und Zerfallsreihen angewendet, für die entweder in Anh. VII Tab. A Euratom-Grundnormen eine neue Freigrenze oder in mindestens einer der Spalten aus Anl. III Tab. 1 Sp. 6, 8 und 10 StrlSchV ein Freigabewert angegeben wird. Zusätzlich wird aufgrund seiner potentiellen radiologischen Relevanz beim Rückbau von kerntechnischen Anlagen ebenfalls das Radionuklid Ca-41 berücksichtigt. Die erzielten Ergebnisse sind in der nachfolgenden Tabelle 5.1 dargestellt. Die Ergebnisse der nach Durchlaufen der Stufen 1 und 2 des Vergleichs formal nicht mit den neuen Freigrenzen kompatiblen Freigabewerte sind im nachfolgenden Abschnitt 5.4 in Tabelle 5.2 aufgelistet. Für diese wird eine detaillierte Einzelfallbetrachtung durchgeführt.

Tabelle 5.1: Nuklidspezifischer Vergleich (Stufen 1 und 2) der Freigabewerte (FGW) nach Anl. III Tab. 1 Sp. 6, 8 und 10 StrlSchV mit den Freistellungswerten (FSW) nach Anh. VII Tab. A Euratom-Grundnormen („neue Freigrenzen“)

Nuklid	[EUR 14]	StrlSchV Anlage III Tabelle 1												Halbwertszeit	
	Anh. VII Tab. A Teil 1	Spalte 6				Spalte 8				Spalte 10					
	FSW	FGW		FGW/FSW		FGW		FGW/FSW		FGW		FGW/FSW			
	[Bq/g]	[Bq/g]	[Bq/cm <sup>2</sup> ]	Stufe 1	Stufe 2	[Bq/g]	[Bq/cm <sup>2</sup> ]	Stufe 1	Stufe 2	[Bq/g]	[Bq/cm <sup>2</sup> ]	Stufe 1	Stufe 2		
H-3	100	6,0E+01	-	0,6	0,6	3,3E+00	1,0E+03	0,0	0,0	1,3E+01	4,0E+03	0,1	0,1	12,3	a
Be-7	10	3,0E+01	-	<b>3,0</b>	<b>2,9</b>	2,6E-01	8,0E+01	0,0	0,0	2,0E+00	6,0E+02	0,2	0,2	53,3	d
C-14	1	1,0E+01	-	<b>10,0</b>	<b>10,0</b>	3,3E+00	1,0E+03	<b>3,3</b>	<b>3,3</b>	2,0E+01	6,0E+03	<b>19,8</b>	<b>19,8</b>	5,70E+03	a
F-18	10	2,3E-01	-	0,0	0,0	3,3E-03	1,0E+00	0,0	0,0	6,6E+01	2,0E+04	<b>6,6</b>	0,0	109,7	m
Na-22	0,1	1,0E-01	-	1,0	1,0	1,3E-03	4,0E-01	0,0	0,0	1,3E-02	4,0E+00	0,1	0,1	2,6	a
Na-24	1	5,4E-02	-	0,1	0,0	3,3E-03	1,0E+00	0,0	0,0	2,3E+00	7,0E+02	<b>2,3</b>	0,1	15,0	h
Si-31	1.000	2,5E+02	-	0,3	0,0	3,3E-01	1,0E+02	0,0	0,0	6,6E+04	2,0E+07	<b>66,0</b>	0,0	2,6	h
Si-32	> 100,0	1,5E+01	-	0,2	0,1	5,3E-01	1,6E+02	0,0	0,0	1,5E+00	4,4E+02	0,0	0,0	101,0	a
P-32	1.000	2,0E+01	-	0,0	0,0	3,3E-01	1,0E+02	0,0	0,0	1,3E+03	4,0E+05	<b>1,3</b>	<b>1,1</b>	14,3	d
P-33	1.000	2,0E+02	-	0,2	0,2	3,3E+00	1,0E+03	0,0	0,0	2,0E+03	6,0E+05	<b>2,0</b>	<b>1,8</b>	25,3	d
S-35	100	5,0E+02	-	<b>5,0</b>	<b>4,9</b>	3,3E+00	1,0E+03	0,0	0,0	6,6E+02	2,0E+05	<b>6,6</b>	<b>6,4</b>	87,5	d
Cl-36	1	3,0E-01	-	0,3	0,3	9,9E-02	3,0E+01	0,1	0,1	9,9E-02	3,0E+01	0,1	0,1	3,00E+05	a
Cl-38	10	2,0E-01	-	0,0	0,0	3,3E-03	1,0E+00	0,0	0,0	1,3E+02	4,0E+04	<b>13,2</b>	0,0	37,2	m
K-40	1,0	8,0E-01	-	0,8	0,8	2,0E-02	6,0E+00	0,0	0,0	6,6E-02	2,0E+01	0,1	0,1	1,30E+09	a
K-42	100	8,0E-01	-	0,0	0,0	3,3E-02	1,0E+01	0,0	0,0	3,3E+01	1,0E+04	0,3	0,0	12,4	h
K-43	10	2,0E-01	-	0,0	0,0	3,3E-03	1,0E+00	0,0	0,0	6,6E+00	2,0E+03	0,7	0,1	22,2	h
Ca-41	100,0	2,9E+02	-	<b>2,9</b>	<b>2,9</b>	2,9E+01	8,9E+03	0,3	0,3	2,9E+01	8,9E+03	0,3	0,3	1,00E+05	a
Ca-45	100	4,0E+02	-	<b>4,0</b>	<b>3,9</b>	3,3E+00	1,0E+03	0,0	0,0	2,0E+02	6,0E+04	<b>2,0</b>	<b>2,0</b>	163,0	d
Ca-47	10	2,0E-01	-	0,0	0,0	3,3E-03	1,0E+00	0,0	0,0	1,3E+00	4,0E+02	0,1	0,1	4,5	d
Sc-46	0,1	1,0E-01	-	1,0	1,0	3,3E-03	1,0E+00	0,0	0,0	3,3E-02	1,0E+01	0,3	0,3	83,8	d
Sc-47	100	3,0E+00	-	0,0	0,0	3,3E-02	1,0E+01	0,0	0,0	2,0E+01	6,0E+03	0,2	0,1	3,4	d
Sc-48	1	7,0E-02	-	0,1	0,0	3,3E-03	1,0E+00	0,0	0,0	9,9E-01	3,0E+02	1,0	0,3	43,7	h
V-48	1	8,0E-02	-	0,1	0,1	3,3E-03	1,0E+00	0,0	0,0	1,3E-01	4,0E+01	0,1	0,1	16,0	d
Cr-51	100	8,0E+00	-	0,1	0,1	3,3E-01	1,0E+02	0,0	0,0	6,6E+00	2,0E+03	0,1	0,1	27,7	d
Mn-51	10	2,0E-01	-	0,0	0,0	3,3E-03	1,0E+00	0,0	0,0	1,7E+02	5,0E+04	<b>16,5</b>	0,0	46,2	m
Mn-52	1	6,0E-02	-	0,1	0,0	3,3E-03	1,0E+00	0,0	0,0	3,0E-01	9,0E+01	0,3	0,2	5,6	d
Mn-52m	10	9,0E-02	-	0,0	0,0	3,3E-03	1,0E+00	0,0	0,0	1,7E+02	5,0E+04	<b>16,5</b>	0,0	21,0	m
Mn-53	100	6,0E+01	-	0,6	0,6	3,3E+00	1,0E+03	0,0	0,0	6,6E+01	2,0E+04	0,7	0,7	3,70E+06	a

Nuklid	[EUR 14]	StrlSchV Anlage III Tabelle 1												Halbwertszeit	
	Anh. VII Tab. A Teil 1	Spalte 6				Spalte 8				Spalte 10					
	FSW	FGW		FGW/FSW		FGW		FGW/FSW		FGW		FGW/FSW			
	[Bq/g]	[Bq/g]	[Bq/cm <sup>2</sup> ]	Stufe 1	Stufe 2	[Bq/g]	[Bq/cm <sup>2</sup> ]	Stufe 1	Stufe 2	[Bq/g]	[Bq/cm <sup>2</sup> ]	Stufe 1	Stufe 2		
Mn-54	0,1	3,0E-01	-	3,0	3,0	3,3E-03	1,0E+00	0,0	0,0	3,3E-02	1,0E+01	0,3	0,3	312,2	d
Mn-56	10	1,0E-01	-	0,0	0,0	3,3E-03	1,0E+00	0,0	0,0	3,0E+01	9,0E+03	3,0	0,0	2,6	h
Fe-52	> 10,0	7,0E-02	-	0,0	0,0	3,3E-03	1,0E+00	0,0	0,0	6,6E+00	2,0E+03	0,7	0,0	8,3	h
Fe-52+	10	< 7,0E-02	-	0,0	0,0	< 3,3E-03	< 1,0E+00	0,0	0,0	< 6,6E+00	< 2,0E+03	0,7	0,0	8,3	h
Fe-55	1.000	2,0E+02	-	0,2	0,2	3,3E+00	1,0E+03	0,0	0,0	6,6E+01	2,0E+04	0,1	0,1	2,7	a
Fe-59	1	2,0E-01	-	0,2	0,2	3,3E-03	1,0E+00	0,0	0,0	9,9E-02	3,0E+01	0,1	0,1	45,1	d
Co-55	10	1,0E-01	-	0,0	0,0	3,3E-03	1,0E+00	0,0	0,0	3,3E+00	1,0E+03	0,3	0,0	17,5	h
Co-56	0,1	6,0E-02	-	0,6	0,6	3,3E-03	1,0E+00	0,0	0,0	2,0E-02	6,0E+00	0,2	0,2	78,8	d
Co-57	1	3,0E+00	-	3,0	3,0	3,3E-02	1,0E+01	0,0	0,0	3,3E-01	1,0E+02	0,3	0,3	271,3	d
Co-58	1	2,0E-01	-	0,2	0,2	3,3E-03	1,0E+00	0,0	0,0	9,9E-02	3,0E+01	0,1	0,1	70,8	d
Co-58m	10.000	1,0E+04	-	1,0	0,0	3,3E+00	1,0E+03	0,0	0,0	3,3E+06	1,0E+09	330,0	1,2	8,9	h
Co-60	0,1	9,0E-02	-	0,9	0,9	1,3E-03	4,0E-01	0,0	0,0	9,9E-03	3,0E+00	0,1	0,1	5,3	a
Co-60m	1.000	6,0E+01	-	0,1	0,0	3,3E+00	1,0E+03	0,0	0,0	2,3E+05	7,0E+07	231,0	0,0	10,5	m
Co-61	100	4,0E+00	-	0,0	0,0	3,3E-02	1,0E+01	0,0	0,0	1,7E+03	5,0E+05	16,5	0,0	1,7	h
Co-62m	10	8,0E-02	-	0,0	0,0	3,3E-03	1,0E+00	0,0	0,0	2,3E+02	7,0E+04	23,1	0,0	14,0	m
Ni-59	100	3,0E+02	-	3,0	3,0	3,3E+00	1,0E+03	0,0	0,0	3,0E+02	9,0E+04	3,0	3,0	7,50E+04	a
Ni-63	100	3,0E+02	-	3,0	3,0	3,3E+00	1,0E+03	0,0	0,0	1,3E+02	4,0E+04	1,3	1,3	100,0	a
Ni-65	10	4,0E-01	-	0,0	0,0	3,3E-02	1,0E+01	0,0	0,0	9,9E+01	3,0E+04	9,9	0,0	2,5	h
Cu-64	100	1,0E+00	-	0,0	0,0	3,3E-02	1,0E+01	0,0	0,0	6,6E+01	2,0E+04	0,7	0,0	12,7	h
Zn-65	0,1	4,0E-01	-	4,0	4,0	6,6E-03	2,0E+00	0,1	0,1	6,6E-02	2,0E+01	0,7	0,7	244,0	d
Zn-69	1.000	1,0E+04	-	10,0	0,0	3,3E-01	1,0E+02	0,0	0,0	2,3E+07	7,0E+09	23100,0	0,0	56,0	m
Zn-69m	> 10,0	6,0E-01	-	0,1	0,0	3,3E-02	1,0E+01	0,0	0,0	2,3E+01	7,0E+03	2,3	0,1	13,8	h
Zn-69m+	10	< 6,0E-01	-	0,1	0,0	< 3,3E-02	< 1,0E+01	0,0	0,0	2,3E+01	7,0E+03	2,3	0,1	13,8	h
Ga-72	10	8,0E-02	-	0,0	0,0	3,3E-03	1,0E+00	0,0	0,0	3,3E+00	1,0E+03	0,3	0,0	14,1	h
Ge-71	10.000	4,0E+03	-	0,4	0,3	3,3E+00	1,0E+03	0,0	0,0	3,0E+05	9,0E+07	29,7	24,7	11,2	d
As-73	1.000	1,0E+02	-	0,1	0,1	1,3E+00	4,0E+02	0,0	0,0	6,6E+01	2,0E+04	0,1	0,1	80,3	d
As-74	10	3,0E-01	-	0,0	0,0	3,3E-03	1,0E+00	0,0	0,0	3,3E-01	1,0E+02	0,0	0,0	17,8	d
As-76	10	5,0E-01	-	0,1	0,0	3,3E-02	1,0E+01	0,0	0,0	1,3E+01	4,0E+03	1,3	0,2	26,4	h
As-77	1.000	3,0E+01	-	0,0	0,0	3,3E-01	1,0E+02	0,0	0,0	3,3E+02	1,0E+05	0,3	0,1	38,8	h
Se-75	1	7,0E-01	-	0,7	0,7	1,7E-02	5,0E+00	0,0	0,0	1,7E-01	5,0E+01	0,2	0,2	120,0	d
Br-82	1	1,0E+01	-	10,0	2,4	3,3E-03	1,0E+00	0,0	0,0	1,3E+00	4,0E+02	1,3	0,3	35,3	h

Nuklid	[EUR 14] Anh. VII Tab. A Teil 1	StrlSchV Anlage III Tabelle 1												Halbwertszeit	
	FSW	Spalte 6				Spalte 8				Spalte 10					
		FGW		FGW/FSW		FGW		FGW/FSW		FGW		FGW/FSW			
		[Bq/g]	[Bq/cm <sup>2</sup> ]	Stufe 1	Stufe 2	[Bq/g]	[Bq/cm <sup>2</sup> ]	Stufe 1	Stufe 2	[Bq/g]	[Bq/cm <sup>2</sup> ]	Stufe 1	Stufe 2		
Rb-86	100	2,0E+00	-	0,0	0,0	3,3E-02	1,0E+01	0,0	0,0	3,3E+00	1,0E+03	0,0	0,0	18,7	d
Sr-85	1	4,0E-01	-	0,4	0,4	2,0E-02	6,0E+00	0,0	0,0	1,7E-01	5,0E+01	0,2	0,2	64,9	d
Sr-85m	100	1,0E+00	-	0,0	0,0	3,3E-02	1,0E+01	0,0	0,0	6,6E+02	2,0E+05	<b>6,6</b>	0,0	67,7	m
Sr-87m	100	7,0E-01	-	0,0	0,0	3,3E-02	1,0E+01	0,0	0,0	1,7E+02	5,0E+04	<b>1,7</b>	0,0	2,8	h
Sr-89	1.000	2,0E+01	-	0,0	0,0	3,3E-02	1,0E+01	0,0	0,0	2,3E+02	7,0E+04	0,2	0,2	50,5	d
Sr-90+	1	6,0E-01	-	0,6	0,6	9,9E-02	3,0E+01	0,1	0,1	9,9E-02	3,0E+01	0,1	0,1	28,5	a
Sr-91	> 10,0	3,0E-01	-	0,0	0,0	3,3E-02	1,0E+01	0,0	0,0	2,0E+01	6,0E+03	<b>2,0</b>	0,0	9,5	h
Sr-91+	10	< 3,0E-01	-	0,0	0,0	< 3,3E-02	< 1,0E+01	0,0	0,0	< 2,0E+01	< 6,0E+03	<b>2,0</b>	0,0	9,5	h
Sr-92	10	2,0E-01	-	0,0	0,0	3,3E-03	1,0E+00	0,0	0,0	3,3E+01	1,0E+04	<b>3,3</b>	0,0	2,7	h
Y-90	1.000	6,0E+02	-	0,6	0,3	3,3E-01	1,0E+02	0,0	0,0	6,6E+03	2,0E+06	<b>6,6</b>	<b>3,0</b>	64,1	h
Y-91	100	2,0E+01	-	0,2	0,2	3,3E-01	1,0E+02	0,0	0,0	1,7E+02	5,0E+04	<b>1,7</b>	<b>1,6</b>	58,5	d
Y-91m	100	4,0E-01	-	0,0	0,0	3,3E-02	1,0E+01	0,0	0,0	3,0E+02	9,0E+04	<b>3,0</b>	0,0	49,7	m
Y-92	100	9,0E-01	-	0,0	0,0	3,3E-02	1,0E+01	0,0	0,0	1,7E+02	5,0E+04	<b>1,7</b>	0,0	3,5	h
Y-93	100	3,0E+00	-	0,0	0,0	3,3E-02	1,0E+01	0,0	0,0	1,3E+02	4,0E+04	<b>1,3</b>	0,0	10,1	h
Zr-93	10	1,0E+01	-	1,0	1,0	3,3E-01	1,0E+02	0,0	0,0	9,9E+00	3,0E+03	1,0	1,0	1,50E+06	a
Zr-95	> 1,0	9,0E-02	-	0,1	0,1	3,3E-03	1,0E+00	0,0	0,0	6,6E-02	2,0E+01	0,1	0,1	64,0	d
Zr-95+	1	< 9,0E-02	-	0,1	0,1	< 3,3E-03	< 1,0E+00	0,0	0,0	< 6,6E-02	< 2,0E+01	0,1	0,1	64,0	d
Zr-97	> 10,0	1,0E-01	-	0,0	0,0	3,3E-03	1,0E+00	0,0	0,0	3,3E+00	1,0E+03	0,3	0,0	16,8	h
Zr-97+	10	< 1,0E-01	-	0,0	0,0	< 3,3E-03	< 1,0E+00	0,0	0,0	< 3,3E+00	< 1,0E+03	0,3	0,0	16,8	h
Nb-93m	10	4,0E+02	-	<b>40,0</b>	<b>40,0</b>	1,7E+00	5,0E+02	0,2	0,2	1,3E+02	4,0E+04	<b>13,2</b>	<b>13,2</b>	16,1	a
Nb-94	0,1	1,0E-01	-	1,0	1,0	1,7E-03	5,0E-01	0,0	0,0	1,3E-02	4,0E+00	0,1	0,1	2,00E+04	a
Nb-95	1	3,0E-01	-	0,3	0,3	3,3E-03	1,0E+00	0,0	0,0	2,0E-01	6,0E+01	0,2	0,2	35,0	d
Nb-97	1.000	3,0E-01	-	0,0	0,0	3,3E-02	1,0E+01	0,0	0,0	1,7E+02	5,0E+04	0,2	0,0	74,0	m
Nb-97+	10	< 3,0E-01	-	0,0	0,0	< 3,3E-02	< 1,0E+01	0,0	0,0	< 1,7E+02	< 5,0E+04	<b>16,5</b>	0,0	74,0	m
Nb-98	10	9,0E-02	-	0,0	0,0	3,3E-03	1,0E+00	0,0	0,0	6,6E+01	2,0E+04	<b>6,6</b>	0,0	51,0	m
Mo-90	10	3,0E-01	-	0,0	0,0	3,3E-03	1,0E+00	0,0	0,0	3,0E+01	9,0E+03	<b>3,0</b>	0,0	5,7	h
Mo-93	10	4,0E+00	-	0,4	0,4	2,6E-01	8,0E+01	0,0	0,0	6,6E+00	2,0E+03	0,7	0,7	3,50E+03	a
Mo-99	> 10,0	2,0E+00	-	0,2	0,1	3,3E-02	1,0E+01	0,0	0,0	1,3E+01	4,0E+03	<b>1,3</b>	0,6	66,0	h
Mo-99+	10	< 2,0E+00	-	0,2	0,1	< 3,3E-02	< 1,0E+01	0,0	0,0	< 1,3E+01	< 4,0E+03	<b>1,3</b>	0,6	66,0	h
Mo-101	> 10,0	2,0E-02	-	0,0	0,0	3,3E-03	1,0E+00	0,0	0,0	6,6E+01	2,0E+04	<b>6,6</b>	0,0	14,6	m
Mo-101+	10	< 2,0E-02	-	0,0	0,0	< 3,3E-03	< 1,0E+00	0,0	0,0	< 6,6E+01	< 2,0E+04	<b>6,6</b>	0,0	14,6	m

Nuklid	[EUR 14] Anh. VII Tab. A Teil 1	StrlSchV Anlage III Tabelle 1												Halbwertszeit	
	FSW	Spalte 6				Spalte 8				Spalte 10					
		FGW		FGW/FSW		FGW		FGW/FSW		FGW		FGW/FSW			
		[Bq/g]	[Bq/cm <sup>2</sup> ]	Stufe 1	Stufe 2	[Bq/g]	[Bq/cm <sup>2</sup> ]	Stufe 1	Stufe 2	[Bq/g]	[Bq/cm <sup>2</sup> ]	Stufe 1	Stufe 2		
Tc-96	1	9,0E-02	-	0,1	0,1	3,3E-03	1,0E+00	0,0	0,0	6,6E-01	2,0E+02	0,7	0,4	4,3	d
Tc-96m	1.000	5,0E+00	-	0,0	0,0	3,3E-01	1,0E+02	0,0	0,0	3,3E+03	1,0E+06	<b>3,3</b>	0,0	52,0	m
Tc-97	10	6,0E+00	-	0,6	0,6	2,6E-01	8,0E+01	0,0	0,0	2,3E+00	7,0E+02	0,2	0,2	4,00E+06	a
Tc-97m	100	9,0E+00	-	0,1	0,1	3,3E-01	1,0E+02	0,0	0,0	1,7E+00	5,0E+02	0,0	0,0	92,2	d
Tc-99	1	6,0E-01	-	0,6	0,6	2,3E-01	7,0E+01	0,2	0,2	2,3E-01	7,0E+01	0,2	0,2	2,10E+05	a
Tc-99m	100	2,0E+00	-	0,0	0,0	3,3E-02	1,0E+01	0,0	0,0	2,3E+02	7,0E+04	<b>2,3</b>	0,0	6,0	h
Ru-97	10	1,0E+00	-	0,1	0,0	3,3E-02	1,0E+01	0,0	0,0	9,9E+00	3,0E+03	1,0	0,5	2,9	d
Ru-103+	1	4,0E+00	-	<b>4,0</b>	<b>3,8</b>	3,3E-02	1,0E+01	0,0	0,0	3,0E-01	9,0E+01	0,3	0,3	39,3	d
Ru-105	> 10,0	3,0E-01	-	0,0	0,0	3,3E-03	1,0E+00	0,0	0,0	3,3E+01	1,0E+04	<b>3,3</b>	0,0	4,4	h
Ru-105+	10	< 3,0E-01	-	0,0	0,0	< 3,3E-03	< 1,0E+00	0,0	0,0	< 3,3E+01	< 1,0E+04	<b>3,3</b>	0,0	4,4	h
Ru-106+	0,1	1,0E+00	-	<b>10,0</b>	<b>9,9</b>	2,0E-02	6,0E+00	0,2	0,2	1,7E-01	5,0E+01	<b>1,7</b>	<b>1,6</b>	373,6	d
Rh-103m	10.000	7,0E+03	-	0,7	0,0	3,3E+00	1,0E+03	0,0	0,0	3,3E+06	1,0E+09	<b>330,0</b>	0,0	56,1	m
Rh-105	100	3,0E+00	-	0,0	0,0	3,3E-02	1,0E+01	0,0	0,0	6,6E+01	2,0E+04	0,7	0,2	35,5	h
Pd-103+	1.000	3,0E+02	-	0,3	0,3	3,3E-01	1,0E+02	0,0	0,0	6,6E+02	2,0E+05	0,7	0,6	17,0	d
Pd-109	> 100,0	3,0E+02	-	<b>3,0</b>	0,1	3,3E-01	1,0E+02	0,0	0,0	1,7E+04	5,0E+06	<b>165,0</b>	<b>4,0</b>	13,4	h
Pd-109+	100	< 3,0E+02	-	<b>3,0</b>	0,1	< 3,3E-01	< 1,0E+02	0,0	0,0	< 1,7E+04	< 5,0E+06	<b>165,0</b>	<b>4,0</b>	13,4	h
Ag-105	1	5,0E-01	-	0,5	0,5	3,3E-02	1,0E+01	0,0	0,0	3,0E-01	9,0E+01	0,3	0,3	41,3	d
Ag-108m+	0,1	1,0E-01	-	1,0	1,0	1,7E-03	5,0E-01	0,0	0,0	1,3E-02	4,0E+00	0,1	0,1	418,0	a
Ag-110m	> 0,1	8,0E-02	-	0,8	0,8	1,7E-03	5,0E-01	0,0	0,0	1,3E-02	4,0E+00	0,1	0,1	249,9	d
Ag-110m+	0,1	8,0E-02	-	0,8	0,8	1,7E-03	5,0E-01	0,0	0,0	1,3E-02	4,0E+00	0,1	0,1	249,9	d
Ag-111	100	9,0E+00	-	0,1	0,1	3,3E-01	1,0E+02	0,0	0,0	3,0E+01	9,0E+03	0,3	0,2	7,5	d
Cd-109+	1	2,0E+01	-	<b>20,0</b>	<b>19,9</b>	1,3E-01	4,0E+01	0,1	0,1	1,3E+01	4,0E+03	<b>13,2</b>	<b>13,1</b>	453,0	d
Cd-115	> 10,0	6,0E-01	-	0,1	0,0	3,3E-02	1,0E+01	0,0	0,0	6,6E+00	2,0E+03	0,7	0,3	53,4	h
Cd-115+	10	< 6,0E-01	-	0,1	0,0	< 3,3E-02	< 1,0E+01	0,0	0,0	< 6,6E+00	< 2,0E+03	0,7	0,3	53,4	h
Cd-115m	> 100,0	1,0E+01	-	0,1	0,1	3,3E-01	1,0E+02	0,0	0,0	6,6E+00	2,0E+03	0,1	0,1	44,8	d
Cd-115m+	100	< 1,0E+01	-	0,1	0,1	< 3,3E-01	< 1,0E+02	0,0	0,0	< 6,6E+00	< 2,0E+03	0,1	0,1	44,8	d
In-111	10	7,0E-01	-	0,1	0,0	3,3E-02	1,0E+01	0,0	0,0	6,6E+00	2,0E+03	0,7	0,3	2,8	d
In-113m	100	9,0E-01	-	0,0	0,0	3,3E-02	1,0E+01	0,0	0,0	3,3E+02	1,0E+05	<b>3,3</b>	0,0	99,5	m
In-114m+	10	2,0E+00	-	0,2	0,2	3,3E-02	1,0E+01	0,0	0,0	9,9E-01	3,0E+02	0,1	0,1	49,5	d
In-115m	100	2,0E+00	-	0,0	0,0	3,3E-02	1,0E+01	0,0	0,0	2,0E+02	6,0E+04	<b>2,0</b>	0,0	4,5	h
Sn-113	> 1,0	9,0E-01	-	0,9	0,9	2,3E-02	7,0E+00	0,0	0,0	2,3E-01	7,0E+01	0,2	0,2	115,1	d

Nuklid	[EUR 14] Anh. VII Tab. A Teil 1	StrlSchV Anlage III Tabelle 1												Halbwertszeit	
	FSW	Spalte 6				Spalte 8				Spalte 10					
		FGW		FGW/FSW		FGW		FGW/FSW		FGW		FGW/FSW			
		[Bq/g]	[Bq/g]	[Bq/cm <sup>2</sup> ]	Stufe 1	Stufe 2	[Bq/g]	[Bq/cm <sup>2</sup> ]	Stufe 1	Stufe 2	[Bq/g]	[Bq/cm <sup>2</sup> ]	Stufe 1		
Sn-113+	1	9,0E-01	-	0,9	0,9	2,3E-02	7,0E+00	0,0	0,0	2,3E-01	7,0E+01	0,2	0,2	115,1	d
Sn-125	10	7,0E-01	-	0,1	0,1	3,3E-02	1,0E+01	0,0	0,0	2,0E+00	6,0E+02	0,2	0,2	9,6	d
Sb-122	10	5,0E-01	-	0,1	0,0	3,3E-02	1,0E+01	0,0	0,0	3,3E+00	1,0E+03	0,3	0,2	2,7	d
Sb-124	1	5,0E-01	-	0,5	0,5	3,3E-03	1,0E+00	0,0	0,0	6,6E-02	2,0E+01	0,1	0,1	60,3	d
Sb-125+	0,1	5,0E-01	-	5,0	5,0	6,6E-03	2,0E+00	0,1	0,1	6,6E-02	2,0E+01	0,7	0,7	2,8	a
Te-123m	1	2,0E+00	-	2,0	2,0	3,3E-02	1,0E+01	0,0	0,0	6,6E-01	2,0E+02	0,7	0,6	119,7	d
Te-125m	1.000	6,0E+01	-	0,1	0,1	3,3E-01	1,0E+02	0,0	0,0	6,6E+01	2,0E+04	0,1	0,1	57,4	d
Te-127	1.000	5,0E+01	-	0,1	0,0	3,3E-01	1,0E+02	0,0	0,0	3,0E+03	9,0E+05	3,0	0,0	9,4	h
Te-127m+	10	3,0E+01	-	3,0	2,9	3,3E-01	1,0E+02	0,0	0,0	9,9E+00	3,0E+03	1,0	1,0	109,0	d
Te-129	100	4,0E+00	-	0,0	0,0	3,3E-01	1,0E+02	0,0	0,0	2,3E+03	7,0E+05	23,1	0,0	69,6	m
Te-129m+	10	3,0E+00	-	0,3	0,3	3,3E-02	1,0E+01	0,0	0,0	2,6E+00	8,0E+02	0,3	0,2	33,6	d
Te-131	100	6,0E-01	-	0,0	0,0	3,3E-02	1,0E+01	0,0	0,0	9,9E+02	3,0E+05	9,9	0,0	25,0	m
Te-131m	> 10,0	2,0E-01	-	0,0	0,0	3,3E-03	1,0E+00	0,0	0,0	3,3E+00	1,0E+03	0,3	0,1	30,0	h
Te-131m+	10	< 2,0E-01	-	0,0	0,0	< 3,3E-03	< 1,0E+00	0,0	0,0	< 3,3E+00	< 1,0E+03	0,3	0,1	30,0	h
Te-132	> 1,0	9,0E-02	-	0,1	0,0	3,3E-03	1,0E+00	0,0	0,0	6,6E-01	2,0E+02	0,7	0,3	76,3	h
Te-132+	1	< 9,0E-02	-	0,1	0,0	< 3,3E-03	< 1,0E+00	0,0	0,0	< 6,6E-01	< 2,0E+02	0,7	0,3	76,3	h
Te-133	10	2,0E-01	-	0,0	0,0	3,3E-03	1,0E+00	0,0	0,0	6,6E+02	2,0E+05	66,0	0,0	12,5	m
Te-133m	10	9,0E-02	-	0,0	0,0	3,3E-03	1,0E+00	0,0	0,0	6,6E+01	2,0E+04	6,6	0,0	55,4	m
Te-134	10	3,0E-01	-	0,0	0,0	3,3E-03	1,0E+00	0,0	0,0	2,3E+02	7,0E+04	23,1	0,0	41,8	m
I-123	100	2,0E+00	-	0,0	0,0	3,3E-02	1,0E+01	0,0	0,0	9,9E+01	3,0E+04	1,0	0,0	13,2	h
I-125	100	3,0E+00	-	0,0	0,0	3,3E-02	1,0E+01	0,0	0,0	3,3E+01	1,0E+04	0,3	0,3	59,4	d
I-126	10	5,0E-01	-	0,1	0,0	3,3E-02	1,0E+01	0,0	0,0	9,9E-01	3,0E+02	0,1	0,1	13,0	d
I-129	0,01	6,0E-02	-	6,0	6,0	2,6E-02	8,0E+00	2,6	2,6	2,6E-02	8,0E+00	2,6	2,6	1,60E+07	a
I-130	10	1,0E+01	-	1,0	0,0	3,3E-03	1,0E+00	0,0	0,0	6,6E+00	2,0E+03	0,7	0,0	12,4	h
I-131	10	6,0E-01	-	0,1	0,0	3,3E-02	1,0E+01	0,0	0,0	2,0E+00	6,0E+02	0,2	0,2	8,0	d
I-132	10	1,0E-01	-	0,0	0,0	3,3E-03	1,0E+00	0,0	0,0	2,6E+01	8,0E+03	2,6	0,0	2,3	h
I-133	10	4,0E-01	-	0,0	0,0	3,3E-02	1,0E+01	0,0	0,0	9,9E+00	3,0E+03	1,0	0,1	20,8	h
I-134	10	8,0E-02	-	0,0	0,0	3,3E-03	1,0E+00	0,0	0,0	6,6E+01	2,0E+04	6,6	0,0	52,0	m
I-135	10	1,0E-01	-	0,0	0,0	3,3E-03	1,0E+00	0,0	0,0	1,3E+01	4,0E+03	1,3	0,0	6,6	h
Cs-129	10	9,0E-01	-	0,1	0,0	3,3E-02	1,0E+01	0,0	0,0	1,7E+01	5,0E+03	1,7	0,3	32,1	h
Cs-131	1.000	2,0E+02	-	0,2	0,2	3,3E-01	1,0E+02	0,0	0,0	6,6E+02	2,0E+05	0,7	0,5	10,0	d

Nuklid	[EUR 14]	StrlSchV Anlage III												Halbwertszeit	
	Anh. VII Tab. A	Tabelle 1													
	Teil 1	Spalte 6				Spalte 8				Spalte 10					
	FSW	FGW		FGW/FSW		FGW		FGW/FSW		FGW		FGW/FSW			
[Bq/g]	[Bq/g]	[Bq/cm <sup>2</sup> ]	Stufe 1	Stufe 2	[Bq/g]	[Bq/cm <sup>2</sup> ]	Stufe 1	Stufe 2	[Bq/g]	[Bq/cm <sup>2</sup> ]	Stufe 1	Stufe 2			
Cs-132	10	3,0E-01	-	0,0	0,0	3,3E-02	1,0E+01	0,0	0,0	1,3E+00	4,0E+02	0,1	0,1	6,5	d
Cs-134	0,1	1,0E-01	-	1,0	1,0	2,0E-03	6,0E-01	0,0	0,0	1,7E-02	5,0E+00	0,2	0,2	2,1	a
Cs-134m	1.000	2,0E+01	-	0,0	0,0	3,3E-01	1,0E+02	0,0	0,0	3,3E+03	1,0E+06	<b>3,3</b>	0,0	2,9	h
Cs-135	100	2,0E+01	-	0,2	0,2	3,3E-01	1,0E+02	0,0	0,0	3,0E+01	9,0E+03	0,3	0,3	2,00E+06	a
Cs-136	1	1,0E-01	-	0,1	0,1	3,3E-03	1,0E+00	0,0	0,0	2,0E-01	6,0E+01	0,2	0,2	13,2	d
Cs-137+	0,1	4,0E-01	-	<b>4,0</b>	<b>4,0</b>	6,6E-03	2,0E+00	0,1	0,1	3,3E-02	1,0E+01	0,3	0,3	30,2	a
Cs-138	10	9,0E-02	-	0,0	0,0	3,3E-03	1,0E+00	0,0	0,0	9,9E+01	3,0E+04	<b>9,9</b>	0,0	32,2	m
Ba-131	10	5,2E-01	-	0,1	0,0	9,6E-02	2,9E+01	0,0	0,0	1,1E+00	3,4E+02	0,1	0,1	11,5	d
Ba-131+	≥ 5,0	5,0E-01	-	0,1	0,1	3,3E-02	1,0E+01	0,0	0,0	9,9E-01	3,0E+02	0,2	0,2	11,5	d
Ba-133	0,1	6,9E-01	-	<b>6,9</b>	<b>6,9</b>	6,9E-03	2,1E+00	0,1	0,1	7,3E-02	2,2E+01	0,7	0,7	10,5	a
Ba-140	1	7,8E-02	-	0,1	0,1	2,0E-02	6,1E+00	0,0	0,0	1,6E-01	4,7E+01	0,2	0,1	12,8	d
Ba-140+	≥ 0,5	8,0E-02	-	0,2	0,1	3,3E-03	1,0E+00	0,0	0,0	1,7E-01	5,0E+01	0,3	0,3	12,8	d
La-140	1	1,0E-01	-	0,1	0,0	3,3E-03	1,0E+00	0,0	0,0	1,3E+00	4,0E+02	<b>1,3</b>	0,4	40,3	h
Ce-139	1	2,0E+00	-	<b>2,0</b>	<b>2,0</b>	3,3E-02	1,0E+01	0,0	0,0	3,3E-01	1,0E+02	0,3	0,3	137,6	d
Ce-141	100	4,0E+00	-	0,0	0,0	3,3E-02	1,0E+01	0,0	0,0	3,3E+00	1,0E+03	0,0	0,0	32,5	d
Ce-143	10	9,0E-01	-	0,1	0,0	3,3E-02	1,0E+01	0,0	0,0	1,7E+01	5,0E+03	<b>1,7</b>	0,4	33,0	h
Ce-144+	10	5,0E+00	-	0,5	0,5	9,9E-02	3,0E+01	0,0	0,0	6,6E-01	2,0E+02	0,1	0,1	284,8	d
Pr-142	100	4,0E+00	-	0,0	0,0	3,3E-01	1,0E+02	0,0	0,0	1,3E+02	4,0E+04	<b>1,3</b>	0,1	19,1	h
Pr-143	1.000	4,0E+01	-	0,0	0,0	3,3E-01	1,0E+02	0,0	0,0	2,0E+03	6,0E+05	<b>2,0</b>	<b>1,7</b>	13,6	d
Nd-147	100	2,0E+00	-	0,0	0,0	3,3E-02	1,0E+01	0,0	0,0	3,3E+00	1,0E+03	0,0	0,0	11,0	d
Nd-149	100	7,0E-01	-	0,0	0,0	3,3E-02	1,0E+01	0,0	0,0	2,3E+02	7,0E+04	<b>2,3</b>	0,0	1,7	h
Pm-147	1.000	2,0E+02	-	0,2	0,2	3,3E+00	1,0E+03	0,0	0,0	6,6E+01	2,0E+04	0,1	0,1	2,6	a
Pm-149	1.000	2,0E+01	-	0,0	0,0	3,3E-01	1,0E+02	0,0	0,0	2,3E+02	7,0E+04	0,2	0,1	53,1	h
Sm-151	1.000	5,0E+02	-	0,5	0,5	3,3E+00	1,0E+03	0,0	0,0	9,9E+01	3,0E+04	0,1	0,1	93,0	a
Sm-153	100	1,0E+01	-	0,1	0,0	3,3E-01	1,0E+02	0,0	0,0	1,3E+02	4,0E+04	<b>1,3</b>	0,5	46,8	h
Eu-152	0,1	2,0E-01	-	<b>2,0</b>	<b>2,0</b>	2,6E-03	8,0E-01	0,0	0,0	2,0E-02	6,0E+00	0,2	0,2	13,3	a
Eu-152m	100	7,0E-01	-	0,0	0,0	3,3E-02	1,0E+01	0,0	0,0	3,3E+01	1,0E+04	0,3	0,0	9,3	h
Eu-154	0,1	2,0E-01	-	<b>2,0</b>	<b>2,0</b>	2,3E-03	7,0E-01	0,0	0,0	2,0E-02	6,0E+00	0,2	0,2	8,8	a
Eu-155	1	8,0E+00	-	<b>8,0</b>	<b>8,0</b>	6,6E-02	2,0E+01	0,1	0,1	9,9E-01	3,0E+02	1,0	1,0	4,8	a
Gd-153	10	6,0E+00	-	0,6	0,6	3,3E-02	1,0E+01	0,0	0,0	9,9E-01	3,0E+02	0,1	0,1	239,5	d
Gd-159	100	7,0E+00	-	0,1	0,0	3,3E-01	1,0E+02	0,0	0,0	2,3E+02	7,0E+04	<b>2,3</b>	0,2	18,5	h

Nuklid	[EUR 14] Anh. VII Tab. A Teil 1	StrISchV Anlage III Tabelle 1												Halbwertszeit	
	FSW	Spalte 6				Spalte 8				Spalte 10					
		FGW		FGW/FSW		FGW		FGW/FSW		FGW		FGW/FSW			
		[Bq/g]	[Bq/g]	[Bq/cm <sup>2</sup> ]	Stufe 1	Stufe 2	[Bq/g]	[Bq/cm <sup>2</sup> ]	Stufe 1	Stufe 2	[Bq/g]	[Bq/cm <sup>2</sup> ]	Stufe 1		
Tb-160	1	2,0E-01	-	0,2	0,2	3,3E-03	1,0E+00	0,0	0,0	6,6E-02	2,0E+01	0,1	0,1	72,1 d	
Dy-165	1.000	1,0E+01	-	0,0	0,0	3,3E-01	1,0E+02	0,0	0,0	3,0E+03	9,0E+05	3,0	0,0	2,4 h	
Dy-166	100	5,0E+00	-	0,1	0,0	3,3E-02	1,0E+01	0,0	0,0	3,3E+01	1,0E+04	0,3	0,2	81,5 h	
Ho-166	100	1,0E+01	-	0,1	0,0	3,3E-01	1,0E+02	0,0	0,0	2,3E+02	7,0E+04	2,3	0,4	26,8 h	
Er-169	1.000	1,0E+02	-	0,1	0,1	3,3E+00	1,0E+03	0,0	0,0	6,6E+03	2,0E+06	6,6	5,3	9,4 d	
Er-171	100	7,0E-01	-	0,0	0,0	3,3E-02	1,0E+01	0,0	0,0	6,6E+01	2,0E+04	0,7	0,0	7,5 h	
Tm-170	100	4,0E+01	-	0,4	0,4	3,3E-01	1,0E+02	0,0	0,0	3,0E+01	9,0E+03	0,3	0,3	128,6 d	
Tm-171	1.000	5,0E+02	-	0,5	0,5	3,3E+00	1,0E+03	0,0	0,0	2,0E+02	6,0E+04	0,2	0,2	1,9 a	
Yb-175	100	6,0E+00	-	0,1	0,0	3,3E-01	1,0E+02	0,0	0,0	3,3E+01	1,0E+04	0,3	0,2	4,2 d	
Lu-177	100	9,0E+00	-	0,1	0,1	3,3E-01	1,0E+02	0,0	0,0	3,3E+01	1,0E+04	0,3	0,2	6,7 d	
Hf-181	1	4,0E-01	-	0,4	0,4	3,0E-02	9,0E+00	0,0	0,0	2,6E-01	8,0E+01	0,3	0,3	42,4 d	
Ta-182	0,1	2,0E-01	-	2,0	2,0	3,3E-03	1,0E+00	0,0	0,0	3,3E-02	1,0E+01	0,3	0,3	114,4 d	
W-181	10	2,0E+01	-	2,0	2,0	1,7E-01	5,0E+01	0,0	0,0	6,6E+00	2,0E+03	0,7	0,6	121,2 d	
W-185	1.000	1,0E+02	-	0,1	0,1	2,6E+00	8,0E+02	0,0	0,0	1,3E+03	4,0E+05	1,3	1,3	75,1 d	
W-187	10	5,0E-01	-	0,1	0,0	3,3E-02	1,0E+01	0,0	0,0	1,3E+01	4,0E+03	1,3	0,2	23,8 h	
Re-186	1.000	2,0E+01	-	0,0	0,0	3,3E-01	1,0E+02	0,0	0,0	1,3E+02	4,0E+04	0,1	0,1	90,6 h	
Re-188	100	4,0E+00	-	0,0	0,0	3,3E-01	1,0E+02	0,0	0,0	1,7E+02	5,0E+04	1,7	0,1	17,0 h	
Os-185	1	3,0E-01	-	0,3	0,3	9,9E-03	3,0E+00	0,0	0,0	9,9E-02	3,0E+01	0,1	0,1	94,0 d	
Os-191	100	7,0E+00	-	0,1	0,1	3,3E-02	1,0E+01	0,0	0,0	9,9E+00	3,0E+03	0,1	0,1	15,4 d	
Os-191m	1.000	2,0E+02	-	0,2	0,0	3,3E+00	1,0E+03	0,0	0,0	6,6E+03	2,0E+06	6,6	0,1	13,1 h	
Os-193	100	4,0E+00	-	0,0	0,0	3,3E-01	1,0E+02	0,0	0,0	9,9E+01	3,0E+04	1,0	0,2	30,0 h	
Ir-190	1	7,8E-02	-	0,1	0,1	1,9E-02	5,8E+00	0,0	0,0	1,7E-01	5,0E+01	0,2	0,1	11,8 d	
Ir-190+	1,0	8,0E-02	-	0,1	0,1	3,3E-03	1,0E+00	0,0	0,0	1,7E-01	5,0E+01	0,2	0,1	11,8 d	
Ir-192	1	3,0E-01	-	0,3	0,3	3,3E-03	1,0E+00	0,0	0,0	9,9E-02	3,0E+01	0,1	0,1	74,0 d	
Ir-194	100	2,0E+00	-	0,0	0,0	3,3E-02	1,0E+01	0,0	0,0	6,6E+01	2,0E+04	0,7	0,7	171,0 d	
Pt-191	10	1,0E+00	-	0,1	0,0	3,3E-02	1,0E+01	0,0	0,0	9,9E+00	3,0E+03	1,0	0,5	2,8 d	
Pt-193m	1.000	7,0E+01	-	0,1	0,0	3,3E-01	1,0E+02	0,0	0,0	3,3E+02	1,0E+05	0,3	0,2	4,3 d	
Pt-197	1.000	2,0E+01	-	0,0	0,0	3,3E-01	1,0E+02	0,0	0,0	6,6E+02	2,0E+05	0,7	0,0	18,3 h	
Pt-197m	100	4,0E+00	-	0,0	0,0	3,3E-02	1,0E+01	0,0	0,0	1,7E+03	5,0E+05	16,5	0,0	94,4 m	
Au-198	10	6,0E-01	-	0,1	0,0	3,3E-02	1,0E+01	0,0	0,0	6,6E+00	2,0E+03	0,7	0,3	2,7 d	
Au-199	100	6,0E-01	-	0,0	0,0	3,3E-02	1,0E+01	0,0	0,0	3,0E+01	9,0E+03	0,3	0,2	3,1 d	

Nuklid	[EUR 14] Anh. VII Tab. A Teil 1	StrlSchV Anlage III Tabelle 1												Halbwertszeit	
	FSW	Spalte 6				Spalte 8				Spalte 10					
		FGW		FGW/FSW		FGW		FGW/FSW		FGW		FGW/FSW			
		[Bq/g]	[Bq/cm <sup>2</sup> ]	Stufe 1	Stufe 2	[Bq/g]	[Bq/cm <sup>2</sup> ]	Stufe 1	Stufe 2	[Bq/g]	[Bq/cm <sup>2</sup> ]	Stufe 1	Stufe 2		
Hg-197	100	9,0E+00	-	0,1	0,0	3,3E-01	1,0E+02	0,0	0,0	9,9E+01	3,0E+04	1,0	0,5	64,1	h
Hg-197m	100	4,0E+00	-	0,0	0,0	3,3E-02	1,0E+01	0,0	0,0	9,9E+01	3,0E+04	1,0	0,1	23,8	h
Hg-203	10	1,0E+00	-	0,1	0,1	3,3E-02	1,0E+01	0,0	0,0	6,6E-01	2,0E+02	0,1	0,1	46,6	d
Tl-200	10	2,0E-01	-	0,0	0,0	3,3E-03	1,0E+00	0,0	0,0	3,3E+00	1,0E+03	0,3	0,0	26,1	h
Tl-201	100	6,0E+00	-	0,1	0,0	3,3E-02	1,0E+01	0,0	0,0	3,3E+01	1,0E+04	0,3	0,2	73,1	h
Tl-202	10	5,0E-01	-	0,1	0,0	3,3E-02	1,0E+01	0,0	0,0	9,9E-01	3,0E+02	0,1	0,1	12,2	d
Tl-204	1	4,0E+01	-	40,0	39,9	3,3E-01	1,0E+02	0,3	0,3	9,9E+00	3,0E+03	9,9	9,9	3,8	a
Pb-203	10	9,0E-01	-	0,1	0,0	3,3E-02	1,0E+01	0,0	0,0	9,9E+00	3,0E+03	1,0	0,4	51,9	h
Pb-210+	0,1	3,0E-02	-	0,3	0,3	3,3E-03	1,0E+00	0,0	0,0	3,3E-03	1,0E+00	0,0	0,0	22,3	a
Pb-212	> 10,0	1,0E-01	-	0,0	0,0	3,3E-03	1,0E+00	0,0	0,0	6,6E+00	2,0E+03	0,7	0,0	10,6	h
Bi-206	1	7,0E-02	-	0,1	0,1	3,3E-03	1,0E+00	0,0	0,0	3,0E-01	9,0E+01	0,3	0,2	6,2	d
Bi-207	0,1	2,0E-01	-	2,0	2,0	1,7E-03	5,0E-01	0,0	0,0	1,7E-02	5,0E+00	0,2	0,2	31,6	a
Bi-210	1.000,0	9,0E+00	-	0,0	0,0	9,9E-02	3,0E+01	0,0	0,0	3,3E+01	1,0E+04	0,0	0,0	5,0	d
Bi-212	> 1.000,0	2,0E-01	-	0,0	0,0	3,3E-03	1,0E+00	0,0	0,0	9,9E+01	3,0E+04	0,1	0,0	60,6	m
Po-203	10	1,0E-01	-	0,0	0,0	3,3E-03	1,0E+00	0,0	0,0	1,3E+02	4,0E+04	13,2	0,0	36,0	m
Po-205	10	1,0E-01	-	0,0	0,0	3,3E-03	1,0E+00	0,0	0,0	3,3E+01	1,0E+04	3,3	0,0	1,8	h
Po-207	10	2,0E-01	-	0,0	0,0	3,3E-03	1,0E+00	0,0	0,0	1,7E+01	5,0E+03	1,7	0,0	5,8	h
Po-210	1,0	4,0E-02	-	0,0	0,0	3,3E-03	1,0E+00	0,0	0,0	2,3E-02	7,0E+00	0,0	0,0	138,4	d
At-211	1000	1,0E+01	-	0,0	0,0	2,6E-02	8,0E+00	0,0	0,0	9,9E+02	3,0E+05	1,0	0,0	7,2	h
Ra-223+	10,0	4,0E-01	-	0,0	0,0	3,3E-03	1,0E+00	0,0	0,0	9,9E-01	3,0E+02	0,1	0,1	11,4	d
Ra-224	> 10,0	1,0E-01	-	0,0	0,0	3,3E-03	1,0E+00	0,0	0,0	9,9E-01	3,0E+02	0,1	0,1	3,7	d
Ra-225	10	2,0E-01	-	0,0	0,0	3,3E-04	1,0E-01	0,0	0,0	2,6E-01	8,0E+01	0,0	0,0	14,8	d
Ra-226+	0,01	3,0E-02	-	3,0	3,0	1,7E-03	5,0E-01	0,2	0,2	3,0E-03	9,0E-01	0,3	0,3	1,60E+03	a
Ra-227	100	1,0E+00	-	0,0	0,0	3,3E-02	1,0E+01	0,0	0,0	9,9E+02	3,0E+05	9,9	0,0	42,2	m
Ra-228+	0,1	1,0E-01	-	1,0	1,0	1,3E-03	4,0E-01	0,0	0,0	1,3E-02	4,0E+00	0,1	0,1	5,8	a
Ac-227+	0,01	3,7E-03	-	0,4	0,4	4,6E-05	1,4E-02	0,0	0,0	3,6E-04	1,1E-01	0,0	0,0	21,8	a
Ac-228	100,0	2,0E-01	-	0,0	0,0	3,3E-03	1,0E+00	0,0	0,0	2,3E+01	7,0E+03	0,2	0,0	6,1	h
Th-226	1.000	3,0E+01	-	0,0	0,0	3,3E-01	1,0E+02	0,0	0,0	3,3E+04	1,0E+07	33,0	0,0	31,0	m
Th-227	10,0	2,0E-01	-	0,0	0,0	3,3E-04	1,0E-01	0,0	0,0	2,0E-01	6,0E+01	0,0	0,0	18,7	d
Th-228+	0,1	7,0E-02	-	0,7	0,7	3,3E-04	1,0E-01	0,0	0,0	9,9E-03	3,0E+00	0,1	0,1	1,9	a
Th-229	0,1	3,1E-02	-	0,3	0,3	4,0E-04	1,2E-01	0,0	0,0	3,1E-03	9,4E-01	0,0	0,0	7,90E+03	a

Nuklid	[EUR 14] Anh. VII Tab. A Teil 1	StrISchV Anlage III Tabelle 1												Halbwertszeit	
	FSW	Spalte 6				Spalte 8				Spalte 10					
		FGW		FGW/FSW		FGW		FGW/FSW		FGW		FGW/FSW			
		[Bq/g]	[Bq/cm <sup>2</sup> ]	Stufe 1	Stufe 2	[Bq/g]	[Bq/cm <sup>2</sup> ]	Stufe 1	Stufe 2	[Bq/g]	[Bq/cm <sup>2</sup> ]	Stufe 1	Stufe 2		
Th-229+	0,1	2,0E-02	-	0,2	0,2	3,3E-04	1,0E-01	0,0	0,0	3,0E-03	9,0E-01	0,0	0,0	7,90E+03	a
Th-230	0,1	5,0E-02	-	0,5	0,5	3,3E-04	1,0E-01	0,0	0,0	9,9E-03	3,0E+00	0,1	0,1	7,50E+04	a
Th-231	1.000,0	4,0E+01	-	0,0	0,0	3,3E-01	1,0E+02	0,0	0,0	9,9E+02	3,0E+05	1,0	0,1	25,5	h
Th-232	> 0,01	3,0E-02	-	<b>3,0</b>	<b>3,0</b>	3,3E-04	1,0E-01	0,0	0,0	3,3E-03	1,0E+00	0,3	0,3	1,40E+10	a
Th-234+	100,0	1,0E+01	-	0,1	0,1	3,3E-01	1,0E+02	0,0	0,0	1,3E+01	4,0E+03	0,1	0,1	24,1	d
Pa-230	10	4,0E-01	-	0,0	0,0	3,3E-02	1,0E+01	0,0	0,0	6,6E-01	2,0E+02	0,1	0,1	17,4	d
Pa-231	0,01	4,0E-03	-	0,4	0,4	3,3E-05	1,0E-02	0,0	0,0	3,3E-04	1,0E-01	0,0	0,0	3,30E+04	a
Pa-233	10	1,0E+00	-	0,1	0,1	3,3E-02	1,0E+01	0,0	0,0	1,3E+00	4,0E+02	0,1	0,1	27,0	d
U-230	10	2,1E-01	-	0,0	0,0	2,5E-03	7,7E-01	0,0	0,0	2,5E-01	7,6E+01	0,0	0,0	20,8	d
U-230+ (M)	10,0	2,0E-01	-	0,0	0,0	3,3E-04	1,0E-01	0,0	0,0	2,6E-01	8,0E+01	0,0	0,0	20,8	d
U-230+ (S)	10,0	2,0E-01	-	0,0	0,0	3,3E-04	1,0E-01	0,0	0,0	2,6E-01	8,0E+01	0,0	0,0	20,8	d
U-231	100.000	6,0E+00	-	0,0	0,0	3,3E-02	1,0E+01	0,0	0,0	3,3E+01	1,0E+04	0,0	0,0	4,2	d
U-231+	100	< 6,0E+00	-	0,1	0,0	< 3,3E-02	< 1,0E+01	0,0	0,0	< 3,3E+01	< 1,0E+04	0,3	0,2	4,2	d
U-232 (M)	> 0,1	5,0E-02	-	0,5	0,5	3,3E-04	1,0E-01	0,0	0,0	3,3E-03	1,0E+00	0,0	0,0	68,9	a
U-232 (S)	> 0,1	5,0E-02	-	0,5	0,5	3,3E-04	1,0E-01	0,0	0,0	3,3E-03	1,0E+00	0,0	0,0	68,9	a
U-232+	0,1	< 5,0E-02	-	0,5	0,5	< 3,3E-04	< 1,0E-01	0,0	0,0	< 3,3E-03	< 1,0E+00	0,0	0,0	68,9	a
U-233	1	3,0E-01	-	0,3	0,3	3,3E-03	1,0E+00	0,0	0,0	3,3E-02	1,0E+01	0,0	0,0	1,60E+05	a
U-234	1,0	4,0E-01	-	0,4	0,4	3,3E-03	1,0E+00	0,0	0,0	3,3E-02	1,0E+01	0,0	0,0	2,50E+05	a
U-235+	1,0	3,0E-01	-	0,3	0,3	3,3E-03	1,0E+00	0,0	0,0	3,3E-02	1,0E+01	0,0	0,0	7,00E+08	a
U-236	10	4,0E-01	-	0,0	0,0	6,6E-03	2,0E+00	0,0	0,0	3,3E-02	1,0E+01	0,0	0,0	2,30E+07	a
U-237	100	3,0E+00	-	0,0	0,0	3,3E-02	1,0E+01	0,0	0,0	9,9E+00	3,0E+03	0,1	0,1	6,8	d
U-238+	1,0	4,0E-01	-	0,4	0,4	6,6E-03	2,0E+00	0,0	0,0	3,3E-02	1,0E+01	0,0	0,0	4,40E+09	a
U-239	100	9,0E+00	-	0,1	0,0	3,3E-01	1,0E+02	0,0	0,0	1,3E+04	4,0E+06	<b>132,0</b>	0,0	23,5	m
U-240	> 100,0	7,0E-01	-	0,0	0,0	3,3E-02	1,0E+01	0,0	0,0	3,0E+01	9,0E+03	0,3	0,0	14,1	h
U-240+	100	7,0E-01	-	0,0	0,0	< 3,3E-02	< 1,0E+01	0,0	0,0	< 3,0E+01	< 9,0E+03	0,3	0,0	14,1	h
Np-237+	1	1,0E-01	-	0,1	0,1	3,3E-04	1,0E-01	0,0	0,0	1,7E-02	5,0E+00	0,0	0,0	2,10E+06	a
Np-239	100	2,0E+00	-	0,0	0,0	3,3E-02	1,0E+01	0,0	0,0	2,0E+01	6,0E+03	0,2	0,1	2,4	d
Np-240	10	2,0E-01	-	0,0	0,0	3,3E-03	1,0E+00	0,0	0,0	1,3E+02	4,0E+04	<b>13,2</b>	0,0	65,0	m
Pu-234	100	4,0E+00	-	0,0	0,0	3,3E-02	1,0E+01	0,0	0,0	2,6E+02	8,0E+04	<b>2,6</b>	0,0	8,8	h
Pu-235	100	3,0E+00	-	0,0	0,0	3,3E-02	1,0E+01	0,0	0,0	3,3E+03	1,0E+06	<b>33,0</b>	0,0	25,3	m
Pu-236	1	2,0E-01	-	0,2	0,2	3,3E-04	1,0E-01	0,0	0,0	2,3E-02	7,0E+00	0,0	0,0	2,9	a

Nuklid	[EUR 14] Anh. VII Tab. A Teil 1	StrlSchV Anlage III Tabelle 1												Halbwertszeit	
	FSW	Spalte 6				Spalte 8				Spalte 10					
		FGW		FGW/FSW		FGW		FGW/FSW		FGW		FGW/FSW			
		[Bq/g]	[Bq/cm <sup>2</sup> ]	Stufe 1	Stufe 2	[Bq/g]	[Bq/cm <sup>2</sup> ]	Stufe 1	Stufe 2	[Bq/g]	[Bq/cm <sup>2</sup> ]	Stufe 1	Stufe 2		
Pu-237	100	9,0E+00	-	0,1	0,1	3,3E-01	1,0E+02	0,0	0,0	6,6E+00	2,0E+03	0,1	0,1	45,3	d
Pu-238	0,1	8,0E-02	-	0,8	0,8	3,3E-04	1,0E-01	0,0	0,0	9,9E-03	3,0E+00	0,1	0,1	87,7	a
Pu-239	0,1	8,0E-02	-	0,8	0,8	3,3E-04	1,0E-01	0,0	0,0	6,6E-03	2,0E+00	0,1	0,1	2,40E+04	a
Pu-240	0,1	8,0E-02	-	0,8	0,8	3,3E-04	1,0E-01	0,0	0,0	6,6E-03	2,0E+00	0,1	0,1	6,60E+03	a
Pu-241	10	2,0E+00	-	0,2	0,2	3,3E-02	1,0E+01	0,0	0,0	3,0E-01	9,0E+01	0,0	0,0	14,4	a
Pu-242	0,1	4,0E-02	-	0,4	0,4	3,3E-04	1,0E-01	0,0	0,0	6,6E-03	2,0E+00	0,1	0,1	3,80E+05	a
Pu-243	1000	2,0E+01	-	0,0	0,0	3,3E-01	1,0E+02	0,0	0,0	2,3E+03	7,0E+05	2,3	0,0	5,0	h
Pu-244+	0,1	4,0E-02	-	0,4	0,4	3,3E-04	1,0E-01	0,0	0,0	9,9E-03	3,0E+00	0,1	0,1	8,30E+07	a
Am-241	0,1	5,0E-02	-	0,5	0,5	3,3E-04	1,0E-01	0,0	0,0	9,9E-03	3,0E+00	0,1	0,1	432,6	a
Am-242	1000	3,0E+01	-	0,0	0,0	3,3E-01	1,0E+02	0,0	0,0	9,9E+02	3,0E+05	1,0	0,0	16,0	h
Am-242m+	0,1	9,0E-02	-	0,9	0,9	3,3E-04	1,0E-01	0,0	0,0	9,9E-03	3,0E+00	0,1	0,1	141,0	a
Am-243+	0,1	9,0E-02	-	0,9	0,9	3,3E-04	1,0E-01	0,0	0,0	9,9E-03	3,0E+00	0,1	0,1	7,40E+03	a
Cm-242	10	7,0E-01	-	0,1	0,1	3,3E-03	1,0E+00	0,0	0,0	1,3E-01	4,0E+01	0,0	0,0	162,8	d
Cm-243	1	1,0E-01	-	0,1	0,1	3,3E-04	1,0E-01	0,0	0,0	1,3E-02	4,0E+00	0,0	0,0	29,1	a
Cm-244	1	8,0E-02	-	0,1	0,1	3,3E-04	1,0E-01	0,0	0,0	1,7E-02	5,0E+00	0,0	0,0	18,1	a
Cm-245	0,1	4,0E-02	-	0,4	0,4	3,3E-04	1,0E-01	0,0	0,0	6,6E-03	2,0E+00	0,1	0,1	8,50E+03	a
Cm-246	0,1	5,0E-02	-	0,5	0,5	3,3E-04	1,0E-01	0,0	0,0	9,9E-03	3,0E+00	0,1	0,1	4,70E+03	a
Cm-247+	0,1	1,0E-01	-	1,0	1,0	3,3E-04	1,0E-01	0,0	0,0	9,9E-03	3,0E+00	0,1	0,1	1,60E+07	a
Cm-248	0,1	3,0E-02	-	0,3	0,3	3,3E-04	1,0E-01	0,0	0,0	3,3E-03	1,0E+00	0,0	0,0	3,40E+05	a
Bk-249	100	2,0E+01	-	0,2	0,2	2,6E-01	8,0E+01	0,0	0,0	3,3E+00	1,0E+03	0,0	0,0	320,0	d
Cf-246	1000	7,1E+00	-	0,0	0,0	3,3E-02	1,0E+01	0,0	0,0	1,3E+02	4,0E+04	0,1	0,0	35,7	h
Cf-248	1	4,0E-01	-	0,4	0,4	3,3E-03	1,0E+00	0,0	0,0	6,6E-02	2,0E+01	0,1	0,1	333,5	d
Cf-249	0,1	6,0E-02	-	0,6	0,6	3,3E-04	1,0E-01	0,0	0,0	6,6E-03	2,0E+00	0,1	0,1	350,6	a
Cf-250	1	1,0E-01	-	0,1	0,1	3,3E-04	1,0E-01	0,0	0,0	1,3E-02	4,0E+00	0,0	0,0	13,1	a
Cf-251	0,1	5,0E-02	-	0,5	0,5	3,3E-04	1,0E-01	0,0	0,0	6,6E-03	2,0E+00	0,1	0,1	898,0	a
Cf-252	1	2,0E-01	-	0,2	0,2	3,3E-04	1,0E-01	0,0	0,0	2,3E-02	7,0E+00	0,0	0,0	2,6	a
Cf-253	100	2,5E+00	-	0,0	0,0	3,1E-02	9,3E+00	0,0	0,0	3,6E+00	1,1E+03	0,0	0,0	17,8	d
Cf-253+	100,0	1,0E-01	-	0,0	0,0	3,0E-02	9,0E+00	0,0	0,0	3,3E+00	1,0E+03	0,0	0,0	17,8	d
Cf-254	1	1,0E-01	-	0,1	0,1	3,3E-04	1,0E-01	0,0	0,0	3,3E-02	1,0E+01	0,0	0,0	60,5	d
Es-253	100	1,0E+00	-	0,0	0,0	3,3E-03	1,0E+00	0,0	0,0	1,3E+00	4,0E+02	0,0	0,0	20,4	d
Es-254+	0,1	3,0E-01	-	3,0	3,0	3,3E-03	1,0E+00	0,0	0,0	3,3E-02	1,0E+01	0,3	0,3	275,7	d

Nuklid	[EUR 14] Anh. VII Tab. A Teil 1	StrlSchV Anlage III Tabelle 1												Halbwertszeit	
	FSW	Spalte 6				Spalte 8				Spalte 10					
		FGW		FGW/FSW		FGW		FGW/FSW		FGW		FGW/FSW			
		[Bq/g]	[Bq/cm <sup>2</sup> ]	Stufe 1	Stufe 2	[Bq/g]	[Bq/cm <sup>2</sup> ]	Stufe 1	Stufe 2	[Bq/g]	[Bq/cm <sup>2</sup> ]	Stufe 1	Stufe 2		
Es-254m	> 10,0	4,0E-01	-	0,0	0,0	6,6E-03	2,0E+00	0,0	0,0	6,6E+00	2,0E+03	0,7	0,2	39,3	h
Es-254m+	10	< 4,0E-01	-	0,0	0,0	< 6,6E-03	< 2,0E+00	0,0	0,0	< 6,6E+00	< 2,0E+03	0,7	0,2	39,3	h
Fm-254	10.000	3,0E+01	-	0,0	0,0	3,3E-01	1,0E+02	0,0	0,0	6,6E+03	2,0E+06	0,7	0,0	3,2	h
Fm-255	100	1,0E+01	-	0,1	0,0	3,3E-02	1,0E+01	0,0	0,0	3,0E+02	9,0E+04	<b>3,0</b>	0,2	20,1	h

Als Ergebnis des Vergleichs in Tabelle 5.1 lässt sich folgendes feststellen:

- Für eine große Anzahl der insgesamt betrachteten 311 Radionuklide bzw. Zerfallsreihen liegen die Freigabewerte nach Anl. III Tab. 1 Sp. 6, 8 und 10 bereits im Ergebnis der Stufe 1 des hier durchgeführten Vergleichs unterhalb der zugehörigen neuen Freigrenzen. Für diese Radionuklide besteht somit unmittelbar Kompatibilität zwischen den jeweiligen Wertesätzen.
- Im Ergebnis der Stufe 2 des Vergleichs ergibt sich für die überwiegende Anzahl von 280 der insgesamt 311 betrachteten Radionuklide und Zerfallsreihen die Kompatibilität der Freigabewerte nach Anl. III Tab. 1 Sp. 6, 8 und 10 mit den neuen Freigrenzen nach Anh. VII Tab. A Euratom-Grundnormen.
- Die restlichen lediglich 43 Radionuklide erfordern im Rahmen der Stufe 3 des durchzuführenden Vergleichs eine detaillierte Einzelfallbetrachtungen, die in Abschnitt 5.4 erfolgt. Diese Einzelfallbetrachtungen müssen nuklidspezifisch erfolgen, da es in den radiologischen Modellen keinen einzelnen Einflussfaktor gibt, der für die verbleibende Diskrepanz der Werte verantwortlich wäre.

## **5.4 Diskussion von Einzelnukliden (Vergleich Stufe 3)**

### **5.4.1 Übersicht**

#### **5.4.1.1 Nuklidspezifischer Vergleich der Werte**

In Tabelle 5.2 sind diejenigen Radionuklide zusammengestellt, die in Abschnitt 5.3 bei der Durchsicht aller Radionuklide im Rahmen der Stufen 1 und 2 des durchgeführten Vergleichs nicht zu einem Verhältnis FGW/FSW zwischen den Freigabewerten nach Anl. III Tab. 1 Sp. 6, 8 und 10 StrlSchV und der neuen Freigrenze bzw. dem Freistellungswert nach Anhang. VII Tabelle. A der Euratom-Grundnormen [EUR 14] von kleiner oder gleich 1 geführt haben. Diese Radionuklide werden nachfolgend einzeln diskutiert.

Aus der Darstellung in Tabelle 5.2 wird deutlich, dass alle bzgl. Sp. 8 und 10 identifizierten Nuklide sich auch in der Liste für Sp. 6 finden. Die Werte der Anl. III Tab. 1 Sp. 6 StrlSchV erweisen sich daher am restriktivsten hinsichtlich der Auswahl nicht unmittelbar kompatibler Nuklide und mit Ausnahme von C-14 auch hinsichtlich des Verhältnisses FGW/FSW (für Stufe 2).





Die Nuklide aus Tabelle 5.2 werden im Folgenden nach den Überlegungen in Abschnitt 5.1 auf ihren (möglichen) Einklang bezüglich der Freigabewerte nach Anl. III Tab. 1 Sp. 6, 8 und 10 StrlSchV mit den Freigrenzen nach Anh. VII Tab. A Euratom-Grundnormen untersucht. Dabei lassen sich die Nuklide in verschiedene Gruppen bzgl. ihres möglichen Anteils am Nuklidvektor bei der Freigabe einteilen. Es erfolgt bei jedem Nuklid eine gesonderte Behandlung bzgl. der Herkunft aus dem kerntechnischen Bereich sowie aus dem strahlenschutzrechtlich genehmigten Umgang.

#### 5.4.1.2 Herangezogene Literatur

In den folgenden Abschnitten wurde insbesondere bzgl. der Nutzung der betrachteten Radionuklide in Medizin, Forschung und Industrie eine größere Anzahl von Publikationen herangezogen, die hier eingangs in Übersicht dargestellt werden sollen. Auf diese Publikationen wird nicht in jedem Abschnitt zu einzelnen Radionukliden erneut verwiesen.

##### IAEA RADIOISOTOPES AND RADIOPHARMACEUTICALS SERIES:

- Part 1: Technetium-99m Radiopharmaceuticals: Status and Trends
- Part 2: Production Of Long Lived Parent Radionuclides For Generators:  $^{68}\text{Ge}$ ,  $^{82}\text{Sr}$ ,  $^{90}\text{Sr}$  and  $^{188}\text{W}$
- Part 3: Cyclotron Produced Radionuclides: Guidance on Facility Design and Production of [18F]Fluorodeoxyglucose (FDG)
- Part 4: Cyclotron Produced Radionuclides: Operation and Maintenance of Gas and Liquid Targets
- Part 5: Yttrium-90 and Rhenium-188 Radiopharmaceuticals for Radionuclide Therapy

##### IAEA RADIATION TECHNOLOGY SERIES:

- No. 1: Use of Mathematical Modelling in Electron Beam Processing: A Guidebook
- No. 2: Nuclear Techniques for Cultural Heritage Research
- No. 3: Application of Radiotracer Techniques for Interwell Studies
- No. 4: Guidelines for the Development, Validation and Routine Control of Industrial Radiation Processes
- No. 5: Radiotracer Generators for Industrial Applications

##### IAEA TECDOC Series:

- TECDOC 1000: Clearance of materials resulting from the use of radionuclides in medicine, industry and research
- TECDOC 1340: Manual for reactor produced radioisotopes
- TECDOC 1512: Production techniques and quality control of sealed radioactive sources of palladium-103, iodine-125, iridium-192 and ytterbium-169
- TECDOC 1528: Organization of a Radioisotope Based Molecular Biology Laboratory

##### IAEA TECHNICAL REPORTS SERIES:

- No. 402: Handling and Processing of Radioactive Waste from Nuclear Applications
- No. 423: Radiotracer Applications in Industry — A Guidebook
- No. 458: Comparative Evaluation of Therapeutic Radiopharmaceuticals
- No. 465: Cyclotron Produced Radionuclides: Principles and Practice
- No. 468: Cyclotron Produced Radionuclides: Physical Characteristics and Production Methods
- No. 473: Nuclear Data for the Production of Therapeutic Radionuclides

Alle Publikationen sind unter der jeweiligen Signatur verfügbar auf der Webseite der IAEA unter <http://www-pub.iaea.org/MTCD/publications/publications.asp>. Diese Publikationen decken das gesamte Spektrum des Einsatzes von Radionukliden in der Medizin, Forschung und Industrie ab.

## 5.4.2 Nuklidspezifische Einzelfallbetrachtung

### 5.4.2.1 Be-7

Euratom-Grundnormen Anh. VII Tab. A Teil 1	StrlSchV Anlage III Tabelle 1								
	Spalte 6			Spalte 8			Spalte 10		
	FSW	FGW	FGW/FSW	FGW	FGW/FSW	FGW	FGW/FSW	FGW	FGW/FSW
[Bq/g]	[Bq/g]	Stufe 1	Stufe 2	[Bq/g (Bq/cm <sup>2</sup> )]	Stufe 1	Stufe 2	[Bq/g (Bq/cm <sup>2</sup> )]	Stufe 1	Stufe 2
10	3,0E+01	3,0	2,9	-	-	-	-	-	-

Zunächst ist zu beachten, dass der Freigabewert für Be-7 in Anl. III Tab. 1 Sp. 6 StrlSchV (30 Bq/g) höher ist als derjenige, der in den Modellrechnungen (Abschnitt 3.2.4) hergeleitet wurde und der bei 4,5 Bq/g liegt. Bei der Ersterstellung der Anl. III Tab. 1 StrlSchV für die Fassung 2001 wurde allerdings bereits der Wert 30 Bq/g verwendet, welcher identisch ist zum Wert in Anl. III Tab. 1 Sp. 5 StrlSchV für die uneingeschränkte Freigabe. Dieser Ansatz ist angesichts der kurzen Halbwertszeit des Nuklids vollauf gerechtfertigt. Wird der Wert 4,5 Bq/g verwendet (oder nach Rundung 5 Bq/g), so besteht keinerlei Widerspruch zu der neuen Freigrenze 10 Bq/g. Doch auch der gültige Wert 30 Bq/g stellt kein Problem dar, wie die folgende Betrachtung zeigt.

#### Kerntechnik

Be-7 entsteht durch Spallation in Wasser über  $O-16(n,Be-10)Be-7$  oder in Stahl über  $C-12(p,3p+3n)Be-7$  in kleinsten Mengen und ist für Kernkraftwerke nicht von Bedeutung. Auch in Forschungseinrichtungen bzw. Anreicherungs- und Wiederaufbereitungsanlagen können diese Isotope vernachlässigt werden, da die anfallenden Mengen und der Anteil am Nuklidvektor bei der Freigabe zu gering sind. Hinzu kommt die geringe Halbwertszeit von ca. 53 Tagen, die dieses Element zum Zeitpunkt der Freigabe vernachlässigbar macht. Der Freigabewert nach Anl. III Tab. 1 Sp. 6 StrlSchV ist mit der Freigrenze nach Anh. VII Tab. A Euratom-Grundnormen kompatibel.

#### Medizin, Forschung, Industrie

Be-7 bildet sich vorwiegend durch die Reaktion  $^{10}B(p,\alpha)^7Be$  [IAE 08], [IAE 09]. Die Anwendung von Be-7 in der Medizin, Forschung und Industrie ist gering. Es wird beispielsweise als Aktivitätsnormal in Form von Lösungen verwendet, wobei die maximale spezifische Aktivität bei 2.000 kBq/g [PTB 10] liegt, so dass diese Substanzen nach ihrem Einsatz als radioaktive Abfälle zu entsorgen sind. Bei der Bestrahlung von Bornitrid (sowie von Substanzen, die Bor als Verunreinigung enthalten) im Teilchenbeschleuniger kann dieses Isotop als Reaktionsprodukt vorliegen. Be-7 kann daher in geringen Mengen als Kontaminant auf Gebäudeteilen von Einrichtungen zum Umgang mit Radionukliden in Medizin, Forschung und Industrie und somit auch auf Bauschutt, der hieraus entsteht, vorliegen. Es gelten die in Abschnitt 5.4.3 dargestellten Argumente. Die im für Baumaßnahmen eingesetzten Bauschutt ggf. vorliegende Aktivität ist daher kompatibel zu den neuen Freigrenzen.

5.4.2.2 C-14

Euratom-Grundnormen Anh. VII Tab. A Teil 1	StrlSchV Anlage III Tabelle 1								
	Spalte 6			Spalte 8			Spalte 10		
	FSW	FGW	FGW/FSW	FGW	FGW/FSW	FGW	FGW/FSW	FGW	FGW/FSW
[Bq/g]	[Bq/g]	Stufe 1	Stufe 2	[Bq/g (Bq/cm <sup>2</sup> )]	Stufe 1	Stufe 2	[Bq/g (Bq/cm <sup>2</sup> )]	Stufe 1	Stufe 2
1	1,0E+01	10,0	10,0	3,3E+00 (1,0E+03)	3,3	3,3	2,0E+01 (6,0E+03)	19,8	19,8

**Kerntechnik**

C-14 entsteht in Kernkraftwerken einerseits durch Neutronenaktivierung von Stählen aus C-13 (welches zu ca. 1,1 % im natürlichen Kohlenstoff enthalten ist) sowie aus N-14, wobei es in der Matrix gebunden bleibt (vgl. auch Tabelle 3.23), andererseits durch Neutronenaktivierung von Stickstoff im Kernbrennstoff (N liegt mit Anteilen von 3 bis 50 ppm in der Kernbrennstoffmatrix vor) sowie des Stickstoffs in der Luft und im Primärkühlmittel (gelöster Luftstickstoff und Stickstoff aus sonstigen im Primärkühlmittel gelösten Substanzen), wodurch es Teil der freien Kontamination wird. Wegen seines geringen Anteils in der Kontamination sowie seiner geringen radiologischen Relevanz und seiner vergleichsweise hohen Freigabewerte ist C-14 in den meisten Nuklidvektoren von Kernkraftwerken nicht enthalten (vgl. auch Tabelle 3.22). Gasförmig liegt C-14 als Bestandteil von CO<sub>2</sub> vor, in welchem ein C-14-Atom das C-12-Atom ersetzen kann. Anteile am NV, die 10 % erreichen oder überschreiten, sind jedoch real in allgemeinen luftgetragenen Kontaminationen nicht zu erwarten. Damit kann die Aktivität in freigegebenem Material Werte von 0,04 Bq/g (Cs-137+ dominierter NV) bzw. 0,009 Bq/g (Co-60 dominierter NV) nicht erreichen. In Abgasanlagen kerntechnischer Anlagen kann C-14 dagegen in der Kontamination ggf. einen höheren Anteil als in der allgemeinen luftgetragenen Kontamination aufweisen. Der Masse dieser Anlagenteile ist jedoch soweit begrenzt, dass hier nur unerhebliche Anteile an den für die Ermittlung der Freigabewerte betrachteten Massenströmen zu erwarten sind und entsprechende Vermischungen zu einer Kompatibilität realer Abfälle führen.

**Medizin, Forschung, Industrie**

C-14 findet hauptsächlich als Tracer Anwendung in der Medizin, Forschung und Industrie. Es kann daher in Radionuklidlaboratorien in bestimmten Fällen als einziges Nuklid in der Kontamination vorliegen oder als Bestandteil einer Kontamination verschiedener Radionuklide, die alle vergleichsweise hohe Freigabewerte aufweisen. C-14 wird auch bei der Feinstaubmessung verwendet (in Form von BaCO<sub>3</sub> oder als Sucrose). C-14 kann daher als Kontaminant auf Gebäudeteilen von Einrichtungen zum Umgang mit Radionukliden in Medizin, Forschung und Industrie und somit auch auf Bauschutt, der hieraus entsteht, vorliegen. Es gelten die in Abschnitt 5.4.3 dargestellten Argumente. Die im für Baumaßnahmen eingesetzten Bauschutt ggf. vorliegende Aktivität ist daher bei Freigaben von Bauschutt nach Anl. III Tab. 1 Sp. 6 StrlSchV sowie für Gebäude bei Anwendung von Freigabewerten nach Anl. III Tab. 1 Sp. 8 StrlSchV als kompatibel zu den neuen Freigrenzen anzusehen. Für die Freigabewerte nach Anl. III Tab. 1 Sp. 10 StrlSchV ist ebenfalls von Kompatibilität auszugehen, da in realen Einrichtungen, wie sie in Abschnitt 5.4.3 betrachtet wurden, nie das gesamte Gebäude mit nur einem Radionuklid kontaminiert ist.

5.4.2.3 P-32

Euratom-Grundnormen Anh. VII Tab. A Teil 1	StrlSchV Anlage III Tabelle 1								
	Spalte 6			Spalte 8			Spalte 10		
	FSW	FGW	FGW/FSW	FGW	FGW/FSW	FGW	FGW/FSW	FGW	FGW/FSW
[Bq/g]	[Bq/g]	Stufe 1	Stufe 2	[Bq/g (Bq/cm <sup>2</sup> )]	Stufe 1	Stufe 2	[Bq/g (Bq/cm <sup>2</sup> )]	Stufe 1	Stufe 2
1000	-	-	-	-	-	-	1,3E+03 (4,0E+05)	1,3	1,1

**Kerntechnik**

P-32 spielt im kerntechnischen Bereich keine Rolle. Es wird im Kernbrennstoff zunächst mit Aktivitäten, die etwa 4 Größenordnungen unterhalb derjenigen von Cs-137 liegen, gebildet, klingt dann aber aufgrund seiner sehr kurzen Halbwertszeit von 14,3 d sehr schnell ab und liegt danach durch Nachbildung aus Si-32 mit Aktivitäten im Bereich mehr als 10 Größenordnungen unterhalb derjenigen von Cs-137 vor [GRS 11]. In der Kontamination wird es nicht gebildet.

**Medizin, Forschung, Industrie**

P-32 findet seine Anwendung in der Medizin hauptsächlich in der Krebstherapie (insbesondere bei der Behandlung von Polyzythämie, Leukämie und der Abbildung von Tumoren mittels SPECT [Einzelphotonen-Emissionscomputertomographie]) sowie in der Molekularbiologie als Tracer zur Markierung von Gensonden. Bei einer Einzelanwendung werden Aktivitäten bis ca. 200 MBq eingesetzt. Daher kann P-32 als Bestandteil der Kontamination in Laborgebäuden vorliegen. Es gelten die in Abschnitt 5.4.3 dargestellten Argumente. Daher ist die Anwendung von Freigabewerten nach Anl. III Tab. 1 Sp. 10 StrlSchV als kompatibel zu den neuen Freigrenzen anzusehen.

5.4.2.4 P-33

Euratom-Grundnormen Anh. VII Tab. A Teil 1	StrlSchV Anlage III Tabelle 1								
	Spalte 6			Spalte 8			Spalte 10		
	FSW	FGW	FGW/FSW	FGW	FGW/FSW	FGW	FGW/FSW	FGW	FGW/FSW
[Bq/g]	[Bq/g]	Stufe 1	Stufe 2	[Bq/g (Bq/cm <sup>2</sup> )]	Stufe 1	Stufe 2	[Bq/g (Bq/cm <sup>2</sup> )]	Stufe 1	Stufe 2
1000	-	-	-	-	-	-	2,0E+03 (6,0E+05)	2,0	1,8

**Kerntechnik**

P-33 spielt im kerntechnischen Bereich keine Rolle. Es entsteht nicht als Spaltprodukt [GRS 11] und liegt auch in der Kontamination nicht vor [BOT 08].

**Medizin, Forschung, Industrie**

P-33 wird in der DNA-Sequenzierung und zur Markierung von Nukleotiden eingesetzt. Dabei werden Aktivitäten bis ca. 50 MBq verwendet. Daher kann P-33 als Bestandteil der Kontamination in Laborgebäuden vorliegen. Es gelten die in Abschnitt 5.4.3 dargestellten Argumente. Daher ist die Anwendung von Freigabewerten nach Anl. III Tab. 1 Sp. 10 StrlSchV als kompatibel zu den neuen Freigrenzen anzusehen.

5.4.2.5 S-35

Euratom-Grundnormen Anh. VII Tab. A Teil 1	StrlSchV Anlage III Tabelle 1								
	Spalte 6			Spalte 8			Spalte 10		
	FSW	FGW	FGW/FSW	FGW	FGW/FSW	FGW	FGW/FSW	FGW	FGW/FSW
[Bq/g]	[Bq/g]	Stufe 1	Stufe 2	[Bq/g (Bq/cm <sup>2</sup> )]	Stufe 1	Stufe 2	[Bq/g (Bq/cm <sup>2</sup> )]	Stufe 1	Stufe 2
100	5,0E+02	5,0	4,9	-	-	-	6,6E+02 (2,0E+05)	6,6	6,4

**Kerntechnik**

S-35 spielt im kerntechnischen Bereich keine Rolle. Im Kernbrennstoff wird es zwar mit Aktivitäten im Bereich von 3 Größenordnungen unterhalb derjenigen von Cs-137 gebildet, klingt dann allerdings aufgrund der kurzen Halbwertszeit von 87,5 d schnell ab [GRS 11].

**Medizin, Forschung, Industrie**

S-35 findet im Bereich der Medizin und Forschung u. a. als Tracer wie H-3 oder P-32 Anwendung. Es kann daher als Bestandteil der Kontamination in Laborgebäuden vorliegen. Es gelten die in Abschnitt 5.4.3 dargestellten Argumente. Die im für Baumaßnahmen eingesetzten Bauschutt ggf. vorliegende Aktivität ist daher bei Freigaben von Bauschutt nach Anl. III Tab. 1 Sp. 6 StrlSchV sowie für Gebäude bei Anwendung von Freigabewerten nach Anl. III Tab. 1 Sp. 10 StrlSchV als kompatibel zu den neuen Freigrenzen anzusehen.

5.4.2.6 Ca-41

Euratom-Grundnormen Anh. VII Tab. A Teil 1	StrlSchV Anlage III Tabelle 1								
	Spalte 6			Spalte 8			Spalte 10		
	FSW	FGW	FGW/FSW	FGW	FGW/FSW	FGW	FGW/FSW	FGW	FGW/FSW
[Bq/g]	[Bq/g]	Stufe 1	Stufe 2	[Bq/g (Bq/cm <sup>2</sup> )]	Stufe 1	Stufe 2	[Bq/g (Bq/cm <sup>2</sup> )]	Stufe 1	Stufe 2
100	2,9E+02	2,9	2,9	-	-	-	-	-	-

**Kerntechnik**

Ca-41 spielt in der Kerntechnik nur als Aktivierungsprodukt (Neutronenaktivierung aus Ca-40) im Beton des biologischen Schildes und benachbarter Strukturen eine Rolle. Es sind daher nur Massen im Bereich von 1.000 Mg betroffen. Bei der Freigabe von diesen verhältnismäßig kleinen Mengen von Bauschutt ist aufgrund der in Abschnitt 5.4.3 dargestellten Argumente, die für kerntechnische Anlagen genauso gelten wie für Einrichtungen mit einer Genehmigung nach § 7 StrlSchV, kein Widerspruch zwischen den beiden Wertesätzen zu erwarten. Daher ist davon auszugehen, dass in der praktischen Anwendung kein Widerspruch zwischen dem Freigabewert nach Anl. III Tab. 1 Sp. 6 StrlSchV und der Freigrenze nach Anh. VII Tab. A der Euratom-Grundnormen besteht.

**Medizin, Forschung, Industrie**

Ca-41 spielt in Medizin, Forschung und Industrie keine Rolle. Im Kernbrennstoff wird es zwar mit Aktivitäten im Bereich von 5 Größenordnungen unterhalb derjenigen von Cs-137 gebildet, klingt dann allerdings aufgrund der kurzen Halbwertszeit von 87,5 d schnell ab [GRS 11].

5.4.2.7 Ca-45

Euratom-Grundnormen Anh. VII Tab. A Teil 1	StrlSchV Anlage III Tabelle 1								
	Spalte 6			Spalte 8			Spalte 10		
	FSW	FGW	FGW/FSW	FGW	FGW/FSW	FGW	FGW/FSW	FGW	FGW/FSW
[Bq/g]	[Bq/g]	Stufe 1	Stufe 2	[Bq/g (Bq/cm <sup>2</sup> )]	Stufe 1	Stufe 2	[Bq/g (Bq/cm <sup>2</sup> )]	Stufe 1	Stufe 2
100	4,0E+02	4,0	3,9	-	-	-	2,0E+02 (6,0E+04)	2,0	2,0

**Kerntechnik**

Ca-45 spielt im kerntechnischen Bereich keine Rolle. Im Kernbrennstoff wird es zwar mit Aktivitäten im Bereich von 5 Größenordnungen unterhalb derjenigen von Cs-137 gebildet, klingt dann allerdings aufgrund der kurzen Halbwertszeit von 163 d schnell ab [GRS 11].

**Medizin, Forschung, Industrie**

Ca-45 findet im Bereich der Medizin und Forschung u. a. als Tracer zur Bestimmung des Verhaltens von Elementen in Metallschmelzen oder für Austauschreaktionen in wässrigen Medien Anwendung. Es kann daher als Bestandteil der Kontamination in Laborgebäuden vorliegen. Es gelten die in Abschnitt 5.4.3 dargestellten Argumente. Die im für Baumaßnahmen eingesetzten Bauschutt ggf. vorliegende Aktivität ist daher bei Freigaben von Bauschutt nach Anl. III Tab. 1 Sp. 6 StrlSchV sowie für Gebäude bei Anwendung von Freigabewerten nach Anl. III Tab. 1 Sp. 10 StrlSchV als kompatibel zu den neuen Freigrenzen anzusehen.

5.4.2.8 Mn-54

Euratom-Grundnormen Anh. VII Tab. A Teil 1	StrlSchV Anlage III Tabelle 1								
	Spalte 6			Spalte 8			Spalte 10		
	FSW	FGW	FGW/FSW	FGW	FGW/FSW	FGW	FGW/FSW	FGW	FGW/FSW
[Bq/g]	[Bq/g]	Stufe 1	Stufe 2	[Bq/g (Bq/cm <sup>2</sup> )]	Stufe 1	Stufe 2	[Bq/g (Bq/cm <sup>2</sup> )]	Stufe 1	Stufe 2
0,1	3,0E-01	3,0	3,0	-	-	-	-	-	-

**Kerntechnik**

Mn-54 ist ein Aktivierungsprodukt aus Fe-54. Daraus kann prinzipiell ein Anteil am NV von bis zu 10 % bezogen auf Co-60 resultieren. In Nuklidvektoren wird Mn-54 jedoch nicht berücksichtigt, da es in der Kontamination selten oder nicht nachweisbar ist (ein seltenes Beispiel für die Einbeziehung von Mn-54 findet sich für KKR in einem einzigen Nuklidvektor, wo dieses Nuklid einen Anteil von  $4 \cdot 10^{-7}$  hat, während beispielsweise Co-60 einen Anteil von  $1,2 \cdot 10^{-1}$  aufweist). Damit kann die Aktivität in freigegebenem Material prinzipiell höchstens den Wert 0,01 Bq/g annehmen, da der Freigabewert von Co-60 bei 0,09 Bq/g liegt, in realen Fällen jedoch eher 0 Bq/g. Mit der Tatsache, dass im Regelfall die mittlere Ausschöpfung der Kontamination weit unter 100 % der Freigabewerte liegt, ist der Freigabewert nach Anl. III Tab. 1 Sp. 6 und 10 StrlSchV mit der Freigrenze nach Anh. VII Tab. A Euratom-Grundnormen von 0,1 Bq/g kompatibel.

**Medizin, Forschung, Industrie**

Mn-54 kann als Aktivitätsnormal entweder in Form einer Lösung oder in Form von festen punktförmigen Präparaten verwendet werden. Wird es in Form einer Lösung verwendet, befindet sich die eingefüllte Lösungsmenge von ca. 2 ml in abgeschmolzenen Glasampullen. Die maximale spezifische Aktivität beträgt ca. 1000 kBq/g. Bei Verwendung als festes, praktisch punktförmiges Präparat liegt dieses als sehr dünne, feinkristalline Schicht vor, die sich auf einer Kreisfläche von etwa 5 mm Durchmesser zwischen zwei Polyethylenfolien befindet. Die maximale Aktivität des Präparates liegt bei ca. 400 kBq [PTB 10]. In dieser Form kann Mn-54 praktisch nicht zur Kontamination in Radionuklidlaboratorien beitragen. Es gelten die in Abschnitt 5.4.3 dargestellten Argumente. Somit besteht

kein Widerspruch zwischen dem Freigabewert nach Anl. III Tab. 1 Sp. 6 StrlSchV und der Freigrenze nach Anh. VII Tab. A der Euratom-Grundnormen.

#### 5.4.2.9 Co-57

Euratom-Grundnormen Anh. VII Tab. A Teil 1	StrlSchV Anlage III Tabelle 1								
	Spalte 6			Spalte 8			Spalte 10		
FSW	FGW	FGW/FSW		FGW	FGW/FSW		FGW	FGW/FSW	
[Bq/g]	[Bq/g]	Stufe 1	Stufe 2	[Bq/g (Bq/cm <sup>2</sup> )]	Stufe 1	Stufe 2	[Bq/g (Bq/cm <sup>2</sup> )]	Stufe 1	Stufe 2
1	3,0E+00	3,0	3,0	-	-	-	-	-	-

#### Kerntechnik

Co-57 entsteht einerseits durch Gamma-Aktivierung von Ni-58 hauptsächlich in der Grundlagenforschung (Forschungsreaktoren), andererseits durch Protonen-Aktivierung über Fe-56. Der Anteil des Elements am Nuklidvektor liegt in jedem Fall unter 10 % verglichen mit Co-60 (typischerweise < 1 %). Damit kann die Aktivität von Co-57 bei der Freigabe nur deutlich unter 0,01 Bq/g betragen.

#### Medizin, Forschung, Industrie

Die Anwendungsbereiche von Co-57 in Medizin, Forschung und Industrie sind z. B. der Schilling-Test bzgl. der Aufnahme von Vitamin B<sub>12</sub> im Dünndarm [IAE 12] oder als Aktivitätsnormal in Form einer Lösung bzw. in Form von festen Präparaten [PTB 10]. In der Industrie werden außerdem Prüfmuster für Strahlenquellen mit Co-57 hergestellt, um bei einer Undichtigkeit des Musters den klaren Nachweis des nicht bestandenen Tests zu erbringen. In Radionuklidlaboratorien kann Co-57 daher als Bestandteil der Kontamination vorliegen. Es gelten die in Abschnitt 5.4.3 dargestellten Argumente. Somit besteht kein Widerspruch zwischen dem Freigabewert nach Anl. III Tab. 1 Sp. 6 StrlSchV und der Freigrenze nach Anh. VII Tab. A der Euratom-Grundnormen.

#### 5.4.2.10 Co-58m

Euratom-Grundnormen Anh. VII Tab. A Teil 1	StrlSchV Anlage III Tabelle 1								
	Spalte 6			Spalte 8			Spalte 10		
FSW	FGW	FGW/FSW		FGW	FGW/FSW		FGW	FGW/FSW	
[Bq/g]	[Bq/g]	Stufe 1	Stufe 2	[Bq/g (Bq/cm <sup>2</sup> )]	Stufe 1	Stufe 2	[Bq/g (Bq/cm <sup>2</sup> )]	Stufe 1	Stufe 2
10.000	-	-	-	-	-	-	3,3E+06 (1,0E+09)	330	1,2

#### Kerntechnik

Co-58m wird durch Aktivierung von Nickel über die Reaktion Ni-58(*n,p*)Co-58m gebildet. Aktivierungsrechnungen ergeben auch direkt nach Ende eines Reaktorzyklus für Co-58m geringere spezifische Aktivitäten als für Co-60. Daher ist der Anteil von Co-58m am Nuklidvektor vernachlässigbar, so dass Co-58m bei der Freigabe in der Praxis keine Rolle spielt. Somit ist der Freigabewert nach Anl. III Tab. 1 Sp. 10 StrlSchV mit der Freigrenze nach Anh. VII Tab. A Euratom-Grundnormen kompatibel.

#### Medizin, Forschung, Industrie

Co-58m spielt in Medizin, Forschung und Industrie keine Rolle.

5.4.2.11 Ni-59

Euratom-Grundnormen Anh. VII Tab. A Teil 1	StrlSchV Anlage III Tabelle 1								
	Spalte 6			Spalte 8			Spalte 10		
	FSW	FGW	FGW/FSW	FGW	FGW/FSW	FGW	FGW/FSW	FGW	FGW/FSW
[Bq/g]	[Bq/g]	Stufe 1	Stufe 2	[Bq/g (Bq/cm <sup>2</sup> )]	Stufe 1	Stufe 2	[Bq/g (Bq/cm <sup>2</sup> )]	Stufe 1	Stufe 2
100	3,0E+02	3,0	3,0	-	-	-	3,0E+02 (9,0E+04)	3,0	3,0

**Kerntechnik**

Ni-59 ist ein Aktivierungsprodukt aus Ni-58 und kann ein Anteil am NV von bis zu 10 % verglichen mit Co-60 aufweisen. Damit kann die Aktivität in freigegebenem Material den Wert von bis zu 0,01 Bq/g annehmen, da der Freigabewert von Co-60 bei 0,09 Bq/g liegt. Da die neue Freigrenze bei 100 Bq/g liegt, ist die Kompatibilität des Freigabewerts nach Anl. III Tab. 1 Sp. 6 und 10 StrlSchV mit der Freigrenze nach Anh. VII Tab. A Euratom-Grundnormen gewährleistet.

**Medizin, Forschung, Industrie**

Ni-59 ist ein Aktivierungsprodukt aus Ni-58. In der Medizin, Forschung und Industrie wird das Nuklid in der Regel nicht benutzt. Somit besteht kein Widerspruch zwischen den Freigabewerten nach Anl. III Tab. 1 Sp. 6 und 10 StrlSchV und der Freigrenze nach Anh. VII Tab. A der Euratom-Grundnormen.

5.4.2.12 Ni-63

Euratom-Grundnormen Anh. VII Tab. A Teil 1	StrlSchV Anlage III Tabelle 1								
	Spalte 6			Spalte 8			Spalte 10		
	FSW	FGW	FGW/FSW	FGW	FGW/FSW	FGW	FGW/FSW	FGW	FGW/FSW
[Bq/g]	[Bq/g]	Stufe 1	Stufe 2	[Bq/g (Bq/cm <sup>2</sup> )]	Stufe 1	Stufe 2	[Bq/g (Bq/cm <sup>2</sup> )]	Stufe 1	Stufe 2
100	3,0E+02	3,0	3,0	-	-	-	1,3E+02 (4,0E+04)	1,3	1,3

**Kerntechnik**

Ni-63 wurde bereits im Beispiel in Abschnitt 5.2.3 behandelt und die Kompatibilität des Freigabewerts nach Anl. III Tab. 1 Sp. 6 und 10 StrlSchV mit der Freigrenze nach Anh. VII Tab. A Euratom-Grundnormen gezeigt.

**Medizin, Forschung, Industrie**

Ni-63 wird beispielsweise in der Gaschromatographie als Einzelnuklid in Elektroneneinfangdetektoren verwendet. Dabei kommen typischerweise Folien mit 100 MBq bis einige 100 MBq zum Einsatz. Die aktuelle Freigrenze für Ni-63 liegt bei 100 MBq. Es handelt sich um bauartzugelassene Geräte, die nach § 27 Abs. 7 StrlSchV nach Ende der Einsatzzeit an den Zulassungsinhaber oder eine Landessammelstelle abzugeben sind. Die Geräte als solche dürfen nicht unkontrolliert entsorgt werden. Ein Beitrag zur Kontamination aus diesen Geräten ist daher nicht vorhanden oder allenfalls sehr gering.

Die Herstellung der Ni-63-Folien erfolgt elektrolytisch. In Radionuklidlaboratorien kann Ni-63 daher in geringem Umfang als Bestandteil der Kontamination vorliegen. Es gelten die in Abschnitt 5.4.3 dargestellten Argumente. Somit besteht kein Widerspruch zwischen dem Freigabewert nach Anl. III Tab. 1 Sp. 6 StrlSchV und der Freigrenze nach Anh. VII Tab. A der Euratom-Grundnormen.

5.4.2.13 Zn-65

Euratom-Grundnormen Anh. VII Tab. A Teil 1	StrlSchV Anlage III Tabelle 1								
	Spalte 6			Spalte 8			Spalte 10		
	FSW	FGW	FGW/FSW	FGW	FGW/FSW	FGW	FGW/FSW	FGW	FGW/FSW
[Bq/g]	[Bq/g]	Stufe 1	Stufe 2	[Bq/g (Bq/cm <sup>2</sup> )]	Stufe 1	Stufe 2	[Bq/g (Bq/cm <sup>2</sup> )]	Stufe 1	Stufe 2
0,1	4,0E-01	4,0	4,0	-	-	-	-	-	-

**Kerntechnik**

Im kerntechnischen Bereich kann Zn-65 durch Neutronenaktivierung aus Zn-64 entstehen, erreicht aber aufgrund der Tatsache, dass Zn in Reaktorwerkstoffen nur zu einem sehr geringen Anteil vorliegt, nur geringe Aktivitäten in der Aktivierung und von dort in der Kontamination der Gebäudestruktur von Kernkraftwerken. Es spielt daher für die Freigabe keine Rolle. Die Kompatibilität des Freigabewerts nach Anl. III Tab. 1 Sp. 6 StrlSchV mit der Freigrenze nach Anh. VII Tab. A Euratom-Grundnormen ist daher gewährleistet.

**Medizin, Forschung, Industrie**

Zn-65 findet Anwendung in umschlossenen Strahlenquellen (Gamma-Quellen) sowie in offener Form. Es kann beispielsweise bei der Herstellung von Präparaten als Nebenprodukt durch Zn-Verunreinigungen an Beschleunigern entstehen, bevor es vom gewünschten Präparat durch Ionenaustausch abgetrennt wird. In Radionuklidlaboratorien kann Zn-65 daher in geringem Umfang als Bestandteil der Kontamination vorliegen. Es gelten die in Abschnitt 5.4.3 dargestellten Argumente. Somit besteht kein Widerspruch zwischen dem Freigabewert nach Anl. III Tab. 1 Sp. 6 StrlSchV und der Freigrenze nach Anh. VII Tab. A der Euratom-Grundnormen.

5.4.2.14 Ge-71

Euratom-Grundnormen Anh. VII Tab. A Teil 1	StrlSchV Anlage III Tabelle 1								
	Spalte 6			Spalte 8			Spalte 10		
	FSW	FGW	FGW/FSW	FGW	FGW/FSW	FGW	FGW/FSW	FGW	FGW/FSW
[Bq/g]	[Bq/g]	Stufe 1	Stufe 2	[Bq/g (Bq/cm <sup>2</sup> )]	Stufe 1	Stufe 2	[Bq/g (Bq/cm <sup>2</sup> )]	Stufe 1	Stufe 2
10.000	-	-	-	-	-	-	3,0E+05 (9,0E+07)	29,7	24,7

**Kerntechnik**

Ge-71 spielt im kerntechnischen Bereich keine Rolle. Es wird nicht als Spaltprodukt gebildet [GRS 11].

**Medizin, Forschung, Industrie**

Ge-71 in der Mikrobiologie als Tracer für Germanium-Akkumulation in Biomasse eingesetzt. Es fällt nur in sehr geringen Mengen an. Weiterhin wird Ge-71 u. a. bei der Neutrinodetektion im Experiment GALLEX über die Reaktion Ga-71( $\nu, e^-$ )Ge-71 gebildet. Aufgrund des geringen Einfangquerschnitts spielt dies für die Freigabe keine Rolle.

5.4.2.15 Br-82

Euratom-Grundnormen Anh. VII Tab. A Teil 1	StrlSchV Anlage III Tabelle 1								
	Spalte 6			Spalte 8			Spalte 10		
	FSW	FGW	FGW/FSW	FGW	FGW/FSW	FGW	FGW/FSW	FGW	FGW/FSW
[Bq/g]	[Bq/g]	Stufe 1	Stufe 2	[Bq/g (Bq/cm <sup>2</sup> )]	Stufe 1	Stufe 2	[Bq/g (Bq/cm <sup>2</sup> )]	Stufe 1	Stufe 2
1	1,0E+01	10	2,4	-	-	-	-	-	-

**Kerntechnik**

Br-82 spielt im kerntechnischen Bereich keine Rolle. Im Kernbrennstoff wird es zwar mit Aktivitäten von etwa 1 Größenordnung unterhalb derjenigen von Cs-137 gebildet, klingt aber aufgrund seiner sehr kurzen Halbwertszeit von 36 h sehr schnell ab [GRS 11].

**Medizin, Forschung, Industrie**

Br-82 wird z. T. als Tracer zur Bestimmung des Fließwegs von Tröpfelwässern in Dämmen eingesetzt. Aufgrund des geringen Einfangquerschnitts spielt dies für die Freigabe keine Rolle.

5.4.2.16 Y-90

Euratom-Grundnormen Anh. VII Tab. A Teil 1	StrlSchV Anlage III Tabelle 1								
	Spalte 6			Spalte 8			Spalte 10		
	FSW	FGW	FGW/FSW	FGW	FGW/FSW	FGW	FGW/FSW	FGW	FGW/FSW
[Bq/g]	[Bq/g]	Stufe 1	Stufe 2	[Bq/g (Bq/cm <sup>2</sup> )]	Stufe 1	Stufe 2	[Bq/g (Bq/cm <sup>2</sup> )]	Stufe 1	Stufe 2
1000	-	-	-	-	-	-	6,6E+03 (2,0E+06)	6,6	3,0

**Kerntechnik**

In der Kerntechnik tritt Y-90 nicht separat, sondern nur als Tochternuklid von Sr-90 auf und ist in dessen Freigabewert in vollem Umfang berücksichtigt.

**Medizin, Forschung, Industrie**

Y-90 wird zur Therapie in der Nuklearmedizin eingesetzt, zum Beispiel zur Radionuklidtherapie von Knochenmetastasen, Leberkrebs, Hodgkins-Syndrom, Brustkrebs und der Radioimmuntherapie, z. B. für die Behandlung rheumatischer Arthritis. Dabei werden Aktivitäten bis ca. 300 MBq verwendet. Daher kann Y-90 als Bestandteil der Kontamination in Laborgebäuden vorliegen. Es gelten die in Abschnitt 5.4.3 dargestellten Argumente. Daher ist die Anwendung von Freigabewerten nach Anl. III Tab. 1 Sp. 10 StrlSchV als kompatibel zu den neuen Freigrenzen anzusehen.

5.4.2.17 Y-91

Euratom-Grundnormen Anh. VII Tab. A Teil 1	StrlSchV Anlage III Tabelle 1								
	Spalte 6			Spalte 8			Spalte 10		
	FSW	FGW	FGW/FSW	FGW	FGW/FSW	FGW	FGW/FSW	FGW	FGW/FSW
[Bq/g]	[Bq/g]	Stufe 1	Stufe 2	[Bq/g (Bq/cm <sup>2</sup> )]	Stufe 1	Stufe 2	[Bq/g (Bq/cm <sup>2</sup> )]	Stufe 1	Stufe 2
100	-	-	-	-	-	-	1,7E+02 (5,0E+04)	1,7	1,6

**Kerntechnik**

Y-91 spielt im kerntechnischen Bereich keine Rolle. Im Kernbrennstoff wird Y-91 mit Aktivitäten in gleicher Größenordnung wie Cs-137+ gebildet, klingt dann aber aufgrund seiner kurzen Halbwertszeit von 58,5 d schnell ab [GRS 11]. In Nuklidvektoren kerntechnischer Anlagen findet es keine Berücksichtigung [BOT 08].

### Medizin, Forschung, Industrie

Y-91 wird in der Medizin zur Behandlung von Tumoren (speziell der Radioimmuntherapie) sowie zur Untersuchung der Dosis für Zellgewebe eingesetzt. Daher kann Y-91 als Bestandteil der Kontamination in Laborgebäuden vorliegen. Es gelten die in Abschnitt 5.4.3 dargestellten Argumente. Daher ist die Anwendung von Freigabewerten nach Anl. III Tab. 1 Sp. 10 StrlSchV als kompatibel zu den neuen Freigrenzen anzusehen.

#### 5.4.2.18 Nb-93m

Euratom-Grundnormen Anh. VII Tab. A Teil 1	StrlSchV Anlage III Tabelle 1								
	Spalte 6			Spalte 8			Spalte 10		
	FSW	FGW	FGW/FSW	FGW	FGW/FSW	FGW	FGW/FSW	FGW	FGW/FSW
[Bq/g]	[Bq/g]	Stufe 1	Stufe 2	[Bq/g (Bq/cm <sup>2</sup> )]	Stufe 1	Stufe 2	[Bq/g (Bq/cm <sup>2</sup> )]	Stufe 1	Stufe 2
10	4,0E+02	40,0	40,0	-	-	-	1,3E+02 (4,0E+04)	13,2	13,2

### Kerntechnik

Nb-93 ist ein Zerfallsprodukt, welches aus dem Elektroneneinfang von Mo-93 nach Aktivierung von Mo-92 entsteht. Mo-93 kommt in geringen Mengen (Aktivitätsanteil  $10^{-6}$  relativ zu Co-60) in Systemen von Kernreaktoren vor. Wegen seines vernachlässigbaren Anteils am NV bei gleichzeitig hoher Freigrenze sind beide irrelevant, weil der Freigabewert in der Praxis keine Rolle spielt, da er bei gegebenem Nuklidvektor nicht ausgeschöpft werden kann. Jedoch können aktivierte Kernbauteile lokal Aktivität von Mo-93 im Bereich von einigen 10 % von Co-60 aufweisen. Damit kann bei der Freigabe die Aktivität bei ca. 0,1 Bq/g liegen. Da die Freigrenze nach Anh. VII Tab. A Euratom-Grundnormen für Mo-93 (und für Nb-93m) bei 10 Bq/g liegt, sind insgesamt die Freigabewerte nach Anl. III Tab. 1 Sp. 6 und 10 StrlSchV jeweils mit der Freigrenze nach Anh. VII Tab. A Euratom-Grundnormen kompatibel.

### Medizin, Forschung, Industrie

Bei der Anwendung von Stählen in Teilchenbeschleuniger können Mo-93 und Nb-93 als Reaktionsprodukte vorliegen. Mo-93 bildet sich beispielsweise durch Wechselwirkung eines Niob-haltigen Targets mit einem Protonenstrahl [IAE 08], [IAE 09]. Wegen der geringen Masse der Targets (max. 100 g) und der Tatsache, dass Nb-93m und Mo-93 hieran nur einen geringen Anteil haben, können diese Radionuklide jedoch nur zu einer vergleichsweise geringen Kontamination beitragen. Die mittlere Ausschöpfung der Kontamination liegt daher weit unter 100 % der Freigabewerte. Es gelten die in Abschnitt 5.4.3 dargestellten Argumente. Somit besteht kein Widerspruch zwischen dem Freigabewert nach Anl. III Tab. 1 Sp. 6 und 10 StrlSchV und der Freigrenze nach Anh. VII Tab. A der Euratom-Grundnormen.

#### 5.4.2.19 Ru-103

Euratom-Grundnormen Anh. VII Tab. A Teil 1	StrlSchV Anlage III Tabelle 1								
	Spalte 6			Spalte 8			Spalte 10		
	FSW	FGW	FGW/FSW	FGW	FGW/FSW	FGW	FGW/FSW	FGW	FGW/FSW
[Bq/g]	[Bq/g]	Stufe 1	Stufe 2	[Bq/g (Bq/cm <sup>2</sup> )]	Stufe 1	Stufe 2	[Bq/g (Bq/cm <sup>2</sup> )]	Stufe 1	Stufe 2
1	4,0E+00	4,0	3,8	-	-	-	-	-	-

### Kerntechnik

Ru-103 ist ein Spaltprodukt von U-235 bzw. Pu-239 mit ca. 3 % Spaltausbeute. Es besitzt eine Halbwertszeit von lediglich ca. 39 Tagen und ist damit in einem möglichen zur Entsorgung relevanten Nuklidvektor vernachlässigbar. Der Freigabewert für Ru-103 spielt in der Praxis keine Rolle, da er

bei gegebenem Nuklidvektor nicht ausgeschöpft werden kann. Der Freigabewert nach Anl. III Tab. 1 Sp. 6 StrlSchV ist mit der Freigrenze nach Anh. VII Tab. A Euratom-Grundnormen kompatibel.

### Medizin, Forschung, Industrie

Ru-103 ist ein Spaltprodukt von Transuranen bzw. ein Aktivierungsprodukt, z. B. über die Reaktion  $Ru-102(n,\gamma)Ru-103$ . In der Medizin, Forschung und Industrie wird das Nuklid in der Regel nicht benutzt. Somit besteht kein Widerspruch zwischen dem Freigabewert nach Anl. III Tab. 1 Sp. 6 StrlSchV und der Freigrenze nach Anh. VII Tab. A der Euratom-Grundnormen.

#### 5.4.2.20 Ru-106+

Euratom-Grundnormen Anh. VII Tab. A Teil 1	StrlSchV Anlage III Tabelle 1								
	Spalte 6			Spalte 8			Spalte 10		
FSW	FGW	FGW/FSW		FGW	FGW/FSW		FGW	FGW/FSW	
[Bq/g]	[Bq/g]	Stufe 1	Stufe 2	[Bq/g (Bq/cm <sup>2</sup> )]	Stufe 1	Stufe 2	[Bq/g (Bq/cm <sup>2</sup> )]	Stufe 1	Stufe 2
0,1	1,0E+00	10,0	9,9	-	-	-	1,7E-01 (5,0E+01)	1,7	1,6

### Kerntechnik

Ru-106 ist ein Spaltprodukt von U-235. Bei der Kernspaltung wird zunächst im Brennelement in Abhängigkeit vom Abbrand eine Aktivität von Ru-106+ erzeugt, die diejenige von Cs-137+ etwa um den Faktor 4 bis 5 übersteigt. Typische Abbrandrechnungen für alle Arten von Forschungsreaktoren und Kernkraftwerken finden sich beispielsweise in [GRS 11]. Durch die deutlich kürzere Halbwertszeit von Ru-106+ von lediglich 1 a im Verhältnis zu Cs-137+ von 30 a nimmt dieses Verhältnis allerdings schnell ab, so dass bereits nach 6 a das Aktivitätsverhältnis von Ru-106+ zu Cs-137+ bei höchstens 0,1 liegt. Kontamination auf Gebäudeoberflächen und somit im Bauschutt, die ggf. durch Wasser aus dem Primärkreislauf verursacht wurde und Ru-106+ sowie Cs-137+ enthält, stammt aus der Betriebszeit eines Kernkraftwerks oder Forschungsreaktors und ist daher zum Zeitpunkt der Freigabe in jedem Fall älter als 6 a. Mit weiterem Zerfall der Aktivität nimmt das genannte Aktivitätsverhältnis weiter ab, und das Nuklid spielt in typischen Nuklidvektoren keine Rolle (vgl. auch Tabelle 3 in [BOT 09]). Der Freigabewert nach Anl. III Tab. 1 Sp. 6 und 10 StrlSchV kann daher durch Ru-106+ bei weitem nicht ausgeschöpft werden, da Cs-137+ mit identischem Freigabewert aktivitätsmäßig immer führend ist. Die Freigabewerte nach Anl. III Tab. 1 Sp. 6 und 10 StrlSchV sind daher mit der Freigrenze nach Anh. VII Tab. A Euratom-Grundnormen kompatibel.

### Medizin, Forschung, Industrie

In der Medizin und Forschung wird das Nuklid für die Herstellung von Augenapplikatoren benutzt. Die Aktivität befindet sich als sehr dünne Schicht zwischen zwei Silberfolien. Es findet auch in der Tumorthherapie Anwendung. In medizinischen Radionuklidlaboratorien kann Ru-106 daher als Bestandteil der Kontamination vorliegen. Es gelten die in Abschnitt 5.4.3 dargestellten Argumente. Somit besteht kein Widerspruch zwischen dem Freigabewert nach Anl. III Tab. 1 Sp. 6 und 10 StrlSchV und der Freigrenze nach Anh. VII Tab. A der Euratom-Grundnormen.

#### 5.4.2.21 Pd-109+

Euratom-Grundnormen Anh. VII Tab. A Teil 1	StrlSchV Anlage III Tabelle 1								
	Spalte 6			Spalte 8			Spalte 10		
FSW	FGW	FGW/FSW		FGW	FGW/FSW		FGW	FGW/FSW	
[Bq/g]	[Bq/g]	Stufe 1	Stufe 2	[Bq/g (Bq/cm <sup>2</sup> )]	Stufe 1	Stufe 2	[Bq/g (Bq/cm <sup>2</sup> )]	Stufe 1	Stufe 2
100	-	-	-	-	-	-	< 1,7E+04 (< 5,0E+06)	< 165	< 4,0

Zu Pd-109+ ist anzumerken, dass es in Anh. VII Tab. A der Euratom-Grundnormen mit vollständigem Einschluss des Tochternuklids Am-109m aufgeführt wird, welches zum stabilen Ag-109 zerfällt,

in Anl. III Tab. 2 StrlSchV jedoch ohne dieses. Es wird daher in den Euratom-Grundnormen als „Pd-109+“ bezeichnet, in der StrlSchV als „Pd-109“.

### Kerntechnik

In der Kerntechnik spielt Pd-109+ keine Rolle. Es wird bei der Kernspaltung nur in Aktivitäten erzeugt, die diejenige von Cs-137+ um Größenordnungen unterschreiten, und wird bei der Aktivierung von Strukturmaterialien nicht erzeugt. Mit seiner kurzen Halbwertszeit von 13,7 h klingt es so schnell ab, dass es für die Freigabe von Bauschutt oder Gebäuden völlig unbedeutend ist.

### Medizin, Forschung, Industrie

Ein mögliches Einsatzgebiet für Pd-109 besteht als Tracer in der Tumor-Immuntherapie und für bestimmte radiotherapeutische Anwendungen. In medizinischen Radionuklidlaboratorien kann Pd-109+ daher als Bestandteil der Kontamination vorliegen. Es gelten die in Abschnitt 5.4.3 dargestellten Argumente, insbesondere auch vor dem Hintergrund der sehr kurzen Halbwertszeit. Somit besteht kein Widerspruch zwischen dem Freigabewert nach Anl. III Tab. 1 Sp. 10 StrlSchV und der Freigrenze nach Anh. VII Tab. A der Euratom-Grundnormen.

#### 5.4.2.22 Cd-109+

Euratom-Grundnormen Anh. VII Tab. A Teil 1	StrlSchV Anlage III Tabelle 1								
	Spalte 6			Spalte 8			Spalte 10		
FSW	FGW	FGW/FSW		FGW	FGW/FSW		FGW	FGW/FSW	
[Bq/g]	[Bq/g]	Stufe 1	Stufe 2	[Bq/g (Bq/cm <sup>2</sup> )]	Stufe 1	Stufe 2	[Bq/g (Bq/cm <sup>2</sup> )]	Stufe 1	Stufe 2
1	2,0E+01	20,0	19,9	-	-	-	1,3E+01 (4,0E+03)	13,2	13,1

### Kerntechnik

Cd-109 ist ein Aktivierungsprodukt, welches in den Steuerstäben von Kernkraftwerk vorkommen kann. Vor hier aus gelangt es jedoch nicht in die Kontamination der Anlage. Im Kernbrennstoff liegt es mit Aktivitäten vor, die etwa 4 Größenordnungen unterhalb der Aktivität von Cs-137 liegen und klingt aufgrund seiner Halbwertszeit von 461 d relativ schnell ab [GRS 11]. Hierdurch tritt es insgesamt lediglich in sehr geringen Anteilen auf und wird in vielen Nuklidvektoren kerntechnischer Anlagen überhaupt nicht berücksichtigt. Der Freigabewert spielt daher in der Praxis keine Rolle, da er bei gegebenem Nuklidvektor bei weitem nicht ausgeschöpft werden kann.

### Medizin, Forschung, Industrie

Cd-109 kann als Aktivitätsnormal entweder in Form einer Lösung oder in Form von festen punktförmigen Präparaten verwendet werden. Wird es in Form einer Lösung verwendet, befindet sich die eingefüllte Lösungsmenge von ca. 2 ml in abgeschmolzenen Glasampullen. Die maximale spezifische Aktivität beträgt ca. 1000 kBq/g. Bei Verwendung als festes, praktisch punktförmiges Präparat liegt dieses als sehr dünne, feinkristalline Schicht vor, die sich auf einer Kreisfläche von etwa 5 mm Durchmesser zwischen zwei Polyethylenfolien befindet. Die maximale Aktivität des Präparates liegt bei ca. 400 kBq [PTB 10]. In dieser Form trägt es praktisch nicht zu einer Kontamination bei (siehe auch Abschnitt 5.4.3). Darüber hinaus wird Cd-109 für bildgebende Verfahren in der Krebsfrüherkennung (vor allem in Kinderkliniken) oder in der Metallanalyse eingesetzt.

Für die Industrie werden Cd-109-Strahler auf elektrolytischem Wege hergestellt, wobei die maximale Aktivität der hergestellten Strahler 3,7 GBq betragen kann. In Radionuklidlaboratorien kann Cd-109 daher als Bestandteil der Kontamination vorliegen. Es gelten die in Abschnitt 5.4.3 dargestellten Argumente. Angesichts der geringen Gebäudemassen, in denen eine Kontamination mit Cd-109 bestehen kann, besteht kein Widerspruch zwischen dem Freigabewert nach Anl. III Tab. 1 Sp. 6 und 10 StrlSchV und der Freigrenze nach Anh. VII Tab. A der Euratom-Grundnormen.

5.4.2.23 Sb-125+

Euratom-Grundnormen Anh. VII Tab. A Teil 1	StrlSchV Anlage III Tabelle 1								
	Spalte 6			Spalte 8			Spalte 10		
	FSW	FGW	FGW/FSW	FGW	FGW/FSW	FGW	FGW/FSW	FGW	FGW/FSW
[Bq/g]	[Bq/g]	Stufe 1	Stufe 2	[Bq/g (Bq/cm <sup>2</sup> )]	Stufe 1	Stufe 2	[Bq/g (Bq/cm <sup>2</sup> )]	Stufe 1	Stufe 2
0,1	5,0E-01	5,0	5,0	-	-	-	-	-	-

**Kerntechnik**

Sb-125 ist ein in geringen Mengen vorkommendes Spaltprodukt von U-235 und darüber hinaus ein Aktivierungsprodukt von Sb-124, welches in Zircalloy vorkommt. Es ist ähnlich wie Cs-137 sehr mobil und kann große Bereiche von kerntechnischen Einrichtungen kontaminieren. Sein Anteil am Nuklidvektor kann prinzipiell bis zu 10 % relativ zu Cs-137 ausmachen, liegt in den meisten Fällen jedoch deutlich darunter. Damit kann die Aktivität bei der Freigabe maximal 0,06 Bq/g betragen. Ferner liegt die mittlere Ausschöpfung der Kontamination in diesem Fall weit unter 100 % der Freigabewerte. Somit ist der Freigabewert nach Anl. III Tab. 1 Sp. 6 StrlSchV mit der Freigrenze nach Anh. VII Tab. A Euratom-Grundnormen von 0,1 Bq/g kompatibel.

**Medizin, Forschung, Industrie**

Sb-125 kann als Aktivitätsnormal in Form einer Lösung verwendet werden. Die Lösungsmenge von ca. 2 ml befindet sich in abgeschmolzenen Glasampullen. Die maximale spezifische Aktivität beträgt ca. 1.000 kBq/g [PTB 10]. In dieser Form kann Sb-125 praktisch nicht zur Kontamination in Radionuklidlaboratorien beitragen (siehe auch Abschnitt 5.4.3). Somit besteht kein Widerspruch zwischen dem Freigabewert nach Anl. III Tab. 1 Sp. 6 StrlSchV und der Freigrenze nach Anh. VII Tab. A der Euratom-Grundnormen.

5.4.2.24 Te-123m

Euratom-Grundnormen Anh. VII Tab. A Teil 1	StrlSchV Anlage III Tabelle 1								
	Spalte 6			Spalte 8			Spalte 10		
	FSW	FGW	FGW/FSW	FGW	FGW/FSW	FGW	FGW/FSW	FGW	FGW/FSW
[Bq/g]	[Bq/g]	Stufe 1	Stufe 2	[Bq/g (Bq/cm <sup>2</sup> )]	Stufe 1	Stufe 2	[Bq/g (Bq/cm <sup>2</sup> )]	Stufe 1	Stufe 2
1	2,0E+00	2,0	2,0	-	-	-	-	-	-

**Kerntechnik**

Te-123m spielt in der Kerntechnik keine Rolle. Im Kernbrennstoff liegt es mit Aktivitäten vor, die etwa 4 Größenordnungen unterhalb der Aktivität von Cs-137 liegen und klingt aufgrund seiner Halbwertszeit von 119 d schnell ab [GRS 11].

**Medizin, Forschung, Industrie**

Te-123m wird in der Medizin u. a. als Kontrastmittel und in der Kardiologie eingesetzt. In medizinischen Radionuklidlaboratorien kann Te-123m daher als Bestandteil der Kontamination vorliegen. Es gelten die in Abschnitt 5.4.3 dargestellten Argumente. Angesichts der geringen Gebäudemassen, in denen eine Kontamination mit Cd-109 bestehen kann, besteht kein Widerspruch zwischen dem Freigabewert nach Anl. III Tab. 1 Sp. 6 und 10 StrlSchV und der Freigrenze nach Anh. VII Tab. A der Euratom-Grundnormen.

5.4.2.25 Te-127m+

Euratom-Grundnormen Anh. VII Tab. A Teil 1	StrlSchV Anlage III Tabelle 1								
	Spalte 6			Spalte 8			Spalte 10		
	FSW	FGW	FGW/FSW	FGW	FGW/FSW	FGW	FGW/FSW	FGW	FGW/FSW
[Bq/g]	[Bq/g]	Stufe 1	Stufe 2	[Bq/g (Bq/cm <sup>2</sup> )]	Stufe 1	Stufe 2	[Bq/g (Bq/cm <sup>2</sup> )]	Stufe 1	Stufe 2
10	3,0E+01	3,0	2,9	-	-	-	-	-	-

**Kerntechnik**

Te-127m+ spielt in der Kerntechnik keine Rolle. Im Kernbrennstoff liegt es zunächst mit Aktivitäten vor, die etwa 1 Größenordnung unterhalb der Aktivität von Cs-137 liegen, klingt aber aufgrund seiner Halbwertszeit von 109 d schnell ab [GRS 11].

**Medizin, Forschung, Industrie**

Te-127m+ wird in der Medizin, Forschung und Industrie in der Regel nicht benutzt. Somit besteht kein Widerspruch zwischen dem Freigabewert nach Anl. III Tab. 1 Sp. 6 StrlSchV und der Freigrenze nach Anh. VII Tab. A der Euratom-Grundnormen.in

5.4.2.26 I-129

Euratom-Grundnormen Anh. VII Tab. A Teil 1	StrlSchV Anlage III Tabelle 1								
	Spalte 6			Spalte 8			Spalte 10		
	FSW	FGW	FGW/FSW	FGW	FGW/FSW	FGW	FGW/FSW	FGW	FGW/FSW
[Bq/g]	[Bq/g]	Stufe 1	Stufe 2	[Bq/g (Bq/cm <sup>2</sup> )]	Stufe 1	Stufe 2	[Bq/g (Bq/cm <sup>2</sup> )]	Stufe 1	Stufe 2
0,01	6,0E-02	6,0	6,0	2,6E-02 (8,0E+00)	2,6	2,6	2,6E-02 (8,0E+00)	2,6	2,6

**Kerntechnik**

I-129 ist ein Spaltprodukt von U-235 und Pu-239 mit einer Ausbeute von 0,7 %. Sein Anteil am NV beläuft sich typischerweise auf 10<sup>-5</sup>, kann aber in Ausnahmefällen auf bis zu 1 % relativ zu Cs-137 anwachsen. Damit kann die Aktivität bei der Freigabe maximal 0,001 Bq/g betragen. Mit der Tatsache, dass im Regelfall die mittlere Ausschöpfung der Kontamination weit unter 100 % der Freigabewerte liegt, ist der Freigabewert nach Anl. III Tab. 1 Sp. 6, 8 und 10 StrlSchV mit der Freigrenze nach Anh. VII Tab. A Euratom-Grundnormen von 0,01 Bq/g kompatibel.

**Medizin, Forschung, Industrie**

I-129 kann als Aktivitätsnormal in Form einer Lösung verwendet werden. Die Lösungsmenge von ca. 2 ml befindet sich in abgeschmolzenen Glasampullen. Die maximale spezifische Aktivität beträgt ca. 1 kBq/g [PTB 10]. In dieser Form kann I-129 praktisch nicht zur Kontamination in Radionuklidlaboratorien beitragen (siehe auch Abschnitt 5.4.3). Somit besteht kein Widerspruch zwischen den Freigabewerten nach Anl. III Tab. 1 Sp. 6, 8 und 10 StrlSchV und der Freigrenze nach Anh. VII Tab. A der Euratom-Grundnormen.

5.4.2.27 Cs-137+

Euratom-Grundnormen Anh. VII Tab. A Teil 1	StrlSchV Anlage III Tabelle 1								
	Spalte 6			Spalte 8			Spalte 10		
	FSW	FGW	FGW/FSW	FGW	FGW/FSW	FGW	FGW/FSW	FGW	FGW/FSW
[Bq/g]	[Bq/g]	Stufe 1	Stufe 2	[Bq/g (Bq/cm <sup>2</sup> )]	Stufe 1	Stufe 2	[Bq/g (Bq/cm <sup>2</sup> )]	Stufe 1	Stufe 2
0,1	4,0E-01	4,0	4,0	-	-	-	-	-	-

**Kerntechnik**

Cs-137+ stellt dasjenige Nuklid dar, das gegen Ende des Rückbaus von Kernkraftwerken (nach weitgehendem Zerfall von Co-60) nahezu vollständig die Kontamination auf Gebäudeoberflächen bestimmen kann. Der ungerundete Freistellungswert aus SR 44 liegt bei 0,12 Bq/g, so dass die dargestellte Diskrepanz auch nicht bei Betrachtung des ungerundeten Wertes verringert.

Bei der Freigabe von kleinen Mengen von Bauschutt, d. h. wenige 1.000 Mg/a, ist aufgrund der in Abschnitt 5.4.3 dargestellten Argumente, die für kerntechnische Anlagen genauso gelten wie für Einrichtungen mit einer Genehmigung nach § 7 StrlSchV kein Widerspruch zwischen den beiden Wertesätzen zu erwarten. Bei sehr großen Massen, etwa der Kontrollbereichsmasse eines ganzen Kernkraftwerks, würde der lokale Baustoffkreislauf dagegen erheblich durch dieses Material dominiert werden, so dass die in Abschnitt 5.4.3 dargestellten Argumente nicht mehr gelten. Allerdings ist dieser Fall in Deutschland nicht vorgesehen, da die Freigabe von Gebäuden nach Anl. IV Teil D Nr. 2 StrlSchV primär an der stehenden Struktur zu erfolgen hat (vgl. Abschnitt 4.2). Daher ist davon auszugehen, dass in der praktischen Anwendung kein Widerspruch zwischen dem Freigabewert nach Anl. III Tab. 1 Sp. 6 StrlSchV und der Freigrenze nach Anh. VII Tab. A der Euratom-Grundnormen besteht.

**Medizin, Forschung, Industrie**

Cs-137+ wird als Strahlenquelle in Medizin, Forschung und Industrie sehr weit verwendet, etwa für die Bestimmung von Dichten (Feuchtegehalt in Bauwerken), Füllständen in Rohrleitungen und Tanks, zur Dickenmessung in diversen Industriebereichen und in der Geologie bei Bohrvorgängen zur Erkundung des anstehenden Gesteins. Es findet darüber hinaus auch in der Krebstherapie Einsatz. Allerdings ist es hierbei auf die Anwendung in umschlossenen Quellen beschränkt. In nicht umschlossener Form findet es sich nur bei der Herstellung bzw. Aufarbeitung dieser Quellen innerhalb von Handschuhkästen. In dieser Form kann Cs-137+ praktisch nicht zur Kontamination in Radionuklidlaboratorien beitragen. Somit besteht kein Widerspruch zwischen dem Freigabewert nach Anl. III Tab. 1 Sp. 6 StrlSchV und der Freigrenze nach Anh. VII Tab. A der Euratom-Grundnormen.

5.4.2.28 Ba-133

Euratom-Grundnormen Anh. VII Tab. A Teil 1	StrlSchV Anlage III Tabelle 1								
	Spalte 6			Spalte 8			Spalte 10		
	FSW	FGW	FGW/FSW	FGW	FGW/FSW	FGW	FGW/FSW	FGW	FGW/FSW
[Bq/g]	[Bq/g]	Stufe 1	Stufe 2	[Bq/g (Bq/cm <sup>2</sup> )]	Stufe 1	Stufe 2	[Bq/g (Bq/cm <sup>2</sup> )]	Stufe 1	Stufe 2
0,1	6,9E-01	6,9	6,9	-	-	-	-	-	-

**Kerntechnik**

Ba-133 spielt in der Kerntechnik nur als Aktivierungsprodukt (Neutronenaktivierung aus Ba-132) im Beton des biologischen Schildes und benachbarter Strukturen eine Rolle. Es sind daher nur Massen im Bereich von 1.000 Mg betroffen. Bei der Freigabe von diesen verhältnismäßig kleinen Mengen von Bauschutt ist aufgrund der in Abschnitt 5.4.3 dargestellten Argumente, die für kerntechnische Anlagen genauso gelten wie für Einrichtungen mit einer Genehmigung nach § 7 StrlSchV, kein Widerspruch zwischen den beiden Wertesätzen zu erwarten. Daher ist davon auszugehen, dass in der

praktischen Anwendung kein Widerspruch zwischen dem Freigabewert nach Anl. III Tab. 1 Sp. 6 StrlSchV und der Freigrenze nach Anh. VII Tab. A der Euratom-Grundnormen besteht.

### Medizin, Forschung, Industrie

Ba-133 spielt in der Medizin nur eine geringe Rolle, z. B. als Referenzstrahlenquelle für bildgebende Verfahren wie Single Photon Emission Tomography (SPECT) zum Einsatz in Kalibrierphantomen. Hierbei ersetzt es wegen seiner viel längeren Halbwertszeit und seiner gleichartigen Röntgenlinien das sonst weit genutzte I-131. Es dient darüber hinaus auch zur Kalibrierung von Gamma-Kameras. In dieser Form wird es aber praktisch ausschließlich als umschlossene Strahlenquelle verwendet, durch die keine Kontamination verursacht werden kann.

#### 5.4.2.29 Ce-139

Euratom-Grundnormen Anh. VII Tab. A Teil 1	StrlSchV Anlage III Tabelle 1								
	Spalte 6			Spalte 8			Spalte 10		
	FSW	FGW	FGW/FSW	FGW	FGW/FSW	FGW	FGW/FSW	FGW	FGW/FSW
[Bq/g]	[Bq/g]	Stufe 1	Stufe 2	[Bq/g (Bq/cm <sup>2</sup> )]	Stufe 1	Stufe 2	[Bq/g (Bq/cm <sup>2</sup> )]	Stufe 1	Stufe 2
1	2,0E+00	2,0	2,0	-	-	-	-	-	-

### Kerntechnik

Ce-139 spielt in der Kerntechnik keine Rolle. Seine Aktivität im bestrahlten Kernbrennstoff liegt beim Ende der Kernspaltung um etwa 3 Größenordnungen unterhalb derjenigen von Cs-137+ [GRS 11] und nimmt angesichts der kurzen Halbwertszeit von 138 d sehr schnell ab. Ce-139 wird ebenfalls nicht über Aktivierung gebildet.

### Medizin, Forschung, Industrie

In der Medizin wird Ce-139 insbesondere in Gamma-Kameras in Form von umschlossenen Strahlenquellen verwendet, wobei die Gammalinie bei 165,86 keV genutzt wird. Es wird darüber hinaus ebenfalls in umschlossener Form für die Kalibrierung von Germaniumdetektoren verwendet. In dieser Form kann Ce-139 praktisch nicht zur Kontamination in Radionuklidlaboratorien beitragen. Somit besteht kein Widerspruch zwischen dem Freigabewert nach Anl. III Tab. 1 Sp. 6 StrlSchV und der Freigrenze nach Anh. VII Tab. A der Euratom-Grundnormen.

#### 5.4.2.30 Pr-143

Euratom-Grundnormen Anh. VII Tab. A Teil 1	StrlSchV Anlage III Tabelle 1								
	Spalte 6			Spalte 8			Spalte 10		
	FSW	FGW	FGW/FSW	FGW	FGW/FSW	FGW	FGW/FSW	FGW	FGW/FSW
[Bq/g]	[Bq/g]	Stufe 1	Stufe 2	[Bq/g (Bq/cm <sup>2</sup> )]	Stufe 1	Stufe 2	[Bq/g (Bq/cm <sup>2</sup> )]	Stufe 1	Stufe 2
1.000	-	-	-	-	-	-	2,0E+03 (6,0E+05)	2,0	1,7

### Kerntechnik

Pr-143 spielt in der Kerntechnik keine Rolle. Seine Aktivität im bestrahlten Kernbrennstoff liegt beim Ende der Kernspaltung in etwa derselben Größenordnung wie Cs-137+ [GRS 11], nimmt aber angesichts der kurzen Halbwertszeit von 13,6 d sehr schnell ab. Pr-143 wird ebenfalls nicht über Aktivierung gebildet.

### Medizin, Forschung, Industrie

Pr-143 spielt in Medizin, Forschung und Industrie keine Rolle.

5.4.2.31 Eu-152

Euratom-Grundnormen Anh. VII Tab. A Teil 1	StrlSchV Anlage III Tabelle 1								
	Spalte 6				Spalte 8			Spalte 10	
	FSW	FGW	FGW/FSW		FGW	FGW/FSW		FGW	FGW/FSW
[Bq/g]	[Bq/g]	Stufe 1	Stufe 2	[Bq/g (Bq/cm <sup>2</sup> )]	Stufe 1	Stufe 2	[Bq/g (Bq/cm <sup>2</sup> )]	Stufe 1	Stufe 2
0,1	2,0E-01	2,0	2,0	-	-	-	-	-	-

**Kerntechnik**

Eu-152 ist ein Aktivierungsprodukt im Beton ( $Eu-151(n,\gamma)Eu-152$ ) und wird daher in den Strukturen der Kernreaktoren, insbesondere im biologischen Schild vorgefunden. In diesen Strukturen kann Eu-152 die Gesamtaktivität weitgehend dominieren. Der Anteil von aktiviertem Material am Gesamtaktivitätsinventar von Bausubstanzen ist allerdings gering, und dieses Material fällt in der Regel auch nicht oder nur Mengen von wenigen 100 Mg vor dem Gebäudeabriss an, da die Strukturen des biologischen Schields zugleich eine statische Funktion erfüllen. Unter Zugrundelegung der mittleren Aktivitätsanteile in aktiviertem Bauschutt und Berücksichtigung der auf dem biologischen Schild vorliegenden Kontamination (NV 3 in Tabelle 3.22) ist davon auszugehen, dass die Aktivität von Eu-152 den Anteil von 25 % der Aktivität von Cs-137+ nicht übersteigt. In der Kontamination von Gebäuden spielt Eu-152 praktisch keine Rolle. Ferner entsteht es im Kernbrennstoff nur mit Aktivitäten, die die Aktivität von Cs-137 um etwa 4 bis 5 Größenordnungen unterschreiten [GRS 11].

Somit kann die Aktivität bei der Freigabe maximal im Bereich von 0,1 Bq/g liegen. Mit der Tatsache, dass im Regelfall die mittlere Ausschöpfung der Kontamination weit unter 100 % der Freigabewerte liegt, ist der Freigabewert nach Anl. III Tab. 1 Sp. 6 StrlSchV mit der Freigrenze nach Anh. VII Tab. A Euratom-Grundnormen von 0,1 Bq/g kompatibel.

**Medizin, Forschung, Industrie**

Eu-152 wird in der Industrie als Strahler mit hoher  $\gamma$ -Energie, u. a. auch als Flächenpräparat zu Kalibrationszwecken eingesetzt. In Radionuklidlaboratorien kann Eu-152 daher als Bestandteil der Kontamination vorliegen. Es gelten die in Abschnitt 5.4.3 dargestellten Argumente. Angesichts der geringen Gebäudemassen, in denen eine Kontamination mit Eu-152 bestehen kann, und angesichts des geringen Verhältnisses zwischen Freigabewert und neuer Freigrenze besteht kein Widerspruch zwischen dem Freigabewert nach Anl. III Tab. 1 Sp. 6 StrlSchV und der Freigrenze nach Anh. VII Tab. A der Euratom-Grundnormen.

5.4.2.32 Eu-154

Euratom-Grundnormen Anh. VII Tab. A Teil 1	StrlSchV Anlage III Tabelle 1								
	Spalte 6				Spalte 8			Spalte 10	
	FSW	FGW	FGW/FSW		FGW	FGW/FSW		FGW	FGW/FSW
[Bq/g]	[Bq/g]	Stufe 1	Stufe 2	[Bq/g (Bq/cm <sup>2</sup> )]	Stufe 1	Stufe 2	[Bq/g (Bq/cm <sup>2</sup> )]	Stufe 1	Stufe 2
0,1	2,0E-01	2,0	2,0	-	-	-	-	-	-

**Kerntechnik**

Eu-154 ist ein Aktivierungsprodukt im Beton ( $Eu-153(n,\gamma)Eu-154$ ) und wird daher in den Strukturen der Kernreaktoren, insbesondere im biologischen Schild vorgefunden. Es gelten dieselben Argumente wie bei Eu-152, wobei zusätzlich zu berücksichtigen ist, dass die Bildung von Eu-154 durch Aktivierung weit geringer ist als die von Eu-152. In der Kontamination von Gebäuden spielt Eu-154 praktisch keine Rolle. Im Kernbrennstoff wird es mit weit höheren Anteilen als Eu-152 gebildet; seine Aktivität erreicht etwa 10 % der Aktivität von Cs-137 [GRS 11].

Somit kann die Aktivität bei der Freigabe nur weit weniger als 0,1 Bq/g betragen. Mit der Tatsache, dass im Regelfall die mittlere Ausschöpfung der Kontamination weit unter 100 % der Freigabewerte

liegt, ist der Freigabewert nach Anl. III Tab. 1 Sp. 6 StrlSchV mit der Freigrenze nach Anh. VII Tab. A Euratom-Grundnormen von 0,1 Bq/g kompatibel.

### Medizin, Forschung, Industrie

Eu-154 wird in der Industrie als Strahler mit hoher  $\gamma$ -Energie eingesetzt und wird u. a. auch Flächenpräparaten zu Kalibrationszwecken beigemischt. In Radionuklidlaboratorien kann Eu-154 daher als Bestandteil der Kontamination vorliegen. Es gelten die in Abschnitt 5.4.3 dargestellten Argumente. Angesichts der geringen Gebäudemassen, in denen eine Kontamination mit Eu-154 bestehen kann, und angesichts des geringen Verhältnisses zwischen Freigabewert und neuer Freigrenze besteht kein Widerspruch zwischen dem Freigabewert nach Anl. III Tab. 1 Sp. 6 StrlSchV und der Freigrenze nach Anh. VII Tab. A der Euratom-Grundnormen.

#### 5.4.2.33 Eu-155

Euratom-Grundnormen Anh. VII Tab. A Teil 1	StrlSchV Anlage III Tabelle 1								
	Spalte 6			Spalte 8			Spalte 10		
	FSW	FGW	FGW/FSW	FGW	FGW/FSW	FGW	FGW/FSW	FGW	FGW/FSW
[Bq/g]	[Bq/g]	Stufe 1	Stufe 2	[Bq/g (Bq/cm <sup>2</sup> )]	Stufe 1	Stufe 2	[Bq/g (Bq/cm <sup>2</sup> )]	Stufe 1	Stufe 2
1	8,0E+00	8,0	8,0	-	-	-	-	-	-

### Kerntechnik

Eu-155 ist ein in sehr geringen Mengen vorkommendes Spaltprodukt von U-235 und darüber hinaus ein wesentliches Aktivierungsprodukt in mineralischen Strukturen. Es gelten dieselben Argumente wie bei Eu-152, wobei zusätzlich zu berücksichtigen ist, dass die Bildung von Eu-155 (analog zu Eu-154) durch Aktivierung weit geringer ist als die von Eu-152. In der Kontamination von Gebäuden spielt Eu-155 praktisch keine Rolle. Somit kann die Aktivität bei der Freigabe nur weit weniger als 0,1 Bq/g betragen. Mit der Tatsache, dass im Regelfall die mittlere Ausschöpfung der Kontamination weit unter 100 % der Freigabewerte liegt, ist der Freigabewert nach Anl. III Tab. 1 Sp. 6 StrlSchV mit der Freigrenze nach Anh. VII Tab. A Euratom-Grundnormen von 0,1 Bq/g kompatibel.

### Medizin, Forschung, Industrie

Eu-155 wird praktisch ausschließlich in der medizinischen Diagnostik, beispielsweise bei der Erkennung von Osteoporose eingesetzt. Es wird u. a. auch vereinzelt Flächenpräparaten zu Kalibrationszwecken beigemischt. In Radionuklidlaboratorien kann dieses Isotop daher als Bestandteil der Kontamination vorliegen. Es gelten die in Abschnitt 5.4.3 dargestellten Argumente. Angesichts der geringen Gebäudemassen, in denen eine Kontamination mit Eu-155 bestehen kann, besteht kein Widerspruch zwischen dem Freigabewert nach Anl. III Tab. 1 Sp. 6 StrlSchV und der Freigrenze nach Anh. VII Tab. A der Euratom-Grundnormen.

#### 5.4.2.34 Er-169

Euratom-Grundnormen Anh. VII Tab. A Teil 1	StrlSchV Anlage III Tabelle 1								
	Spalte 6			Spalte 8			Spalte 10		
	FSW	FGW	FGW/FSW	FGW	FGW/FSW	FGW	FGW/FSW	FGW	FGW/FSW
[Bq/g]	[Bq/g]	Stufe 1	Stufe 2	[Bq/g (Bq/cm <sup>2</sup> )]	Stufe 1	Stufe 2	[Bq/g (Bq/cm <sup>2</sup> )]	Stufe 1	Stufe 2
1.000	-	-	-	-	-	-	6,6E+03 (2,0E+06)	6,6	5,3

### Kerntechnik

Er-169 spielt in der Kerntechnik keine Rolle. Es wird nicht in Nuklidvektoren berücksichtigt [BOT 08] und entsteht nicht bei der Kernspaltung [GRS 11].

### Medizin, Forschung, Industrie

Er-169 wird in der Nuklearmedizin zur Therapie bei der Radiosynoviorthese eingesetzt. Typische Aktivitäten betragen bis ca. 500 MBq pro Anwendung. Daher kann Er-169 als Bestandteil der Kontamination in Laborgebäuden vorliegen. Es gelten die in Abschnitt 5.4.3 dargestellten Argumente. Daher ist die Anwendung von Freigabewerten nach Anl. III Tab. 1 Sp. 10 StrlSchV als kompatibel zu den neuen Freigrenzen anzusehen.

#### 5.4.2.35 Ta-182

Euratom-Grundnormen Anh. VII Tab. A Teil 1	StrlSchV Anlage III Tabelle 1								
	Spalte 6			Spalte 8			Spalte 10		
	FSW	FGW	FGW/FSW	FGW	FGW/FSW	FGW	FGW/FSW	FGW	FGW/FSW
[Bq/g]	[Bq/g]	Stufe 1	Stufe 2	[Bq/g (Bq/cm <sup>2</sup> )]	Stufe 1	Stufe 2	[Bq/g (Bq/cm <sup>2</sup> )]	Stufe 1	Stufe 2
0,1	2,0E-01	2,0	2,0	-	-	-	-	-	-

### Kerntechnik

Ta-182 spielt in der Kerntechnik keine Rolle. Es wird nicht in Nuklidvektoren berücksichtigt [BOT 08] und entsteht nicht bei der Kernspaltung [GRS 11].

### Medizin, Forschung, Industrie

Ta-182 wird in der Medizin (Augenheilkunde) zu therapeutischen Zwecken eingesetzt. In Radionuklidlaboratorien kann dieses Isotop daher als Bestandteil der Kontamination vorliegen. Der ungerundete Wert der Freigrenze gem. SR 44 beträgt 0,26 Bq/g, was auf 0,1 Bq/g abgerundet wurde. Der Freigabewert nach Anl. III Tab. 1 Sp. 6 StrlSchV beträgt 0,2 Bq/g. Diese beiden Werte sind nahezu identisch. Hier liegt demnach nur eine scheinbare Inkompatibilität vor, die durch Rundung zustande gekommen ist. Es kann danach davon ausgegangen werden, dass der Freigabewert für Ta-182 mit den neuen Freigrenzen kompatibel ist. Es gelten ferner die in Abschnitt 5.4.3 dargestellten Argumente. Angesichts der geringen Gebäudemassen, in denen eine Kontamination mit Ta-182 bestehen kann, und angesichts des geringen Verhältnisses zwischen Freigabewert und neuer Freigrenze besteht kein Widerspruch zwischen dem Freigabewert nach Anl. III Tab. 1 Sp. 6 StrlSchV und der Freigrenze nach Anh. VII Tab. A der Euratom-Grundnormen.

#### 5.4.2.36 W-181

Euratom-Grundnormen Anh. VII Tab. A Teil 1	StrlSchV Anlage III Tabelle 1								
	Spalte 6			Spalte 8			Spalte 10		
	FSW	FGW	FGW/FSW	FGW	FGW/FSW	FGW	FGW/FSW	FGW	FGW/FSW
[Bq/g]	[Bq/g]	Stufe 1	Stufe 2	[Bq/g (Bq/cm <sup>2</sup> )]	Stufe 1	Stufe 2	[Bq/g (Bq/cm <sup>2</sup> )]	Stufe 1	Stufe 2
10	2,0E+01	2,0	2,0	-	-	-	-	-	-

### Kerntechnik

W-181 spielt in der Kerntechnik keine Rolle. Es wird nicht in Nuklidvektoren berücksichtigt [BOT 08] und entsteht im Kernbrennstoff nur mit Aktivitäten, die diejenige von Cs-137 um 5 oder mehr Größenordnungen unterschreiten [GRS 11].

### Medizin, Forschung, Industrie

Der ungerundete Wert der Freigrenze gem. SR 44 beträgt 25 Bq/g, was auf 10 Bq/g abgerundet wurde. Der Freigabewert nach Anl. III Tab. 1 Sp. 6 StrlSchV beträgt 20 Bq/g. Diese beiden Werte sind nahezu identisch. Hier liegt demnach nur eine scheinbare Inkompatibilität vor, die durch Rundung zustande gekommen ist. Es kann danach davon ausgegangen werden, dass der Freigabewert für W-181 mit den neuen Freigrenzen kompatibel ist. Es gelten ferner die in Abschnitt 5.4.3 dargestellten Argumente. Angesichts der geringen Gebäudemassen, in denen eine Kontamination mit W-181 prin-

ziptuell bestehen kann, und angesichts der Gleichheit zwischen Freigabewert und ungerundeter Freigrenze besteht kein Widerspruch zwischen dem Freigabewert nach Anl. III Tab. 1 Sp. 6 und 10 StrlSchV und der Freigrenze nach Anh. VII Tab. A der Euratom-Grundnormen.

5.4.2.37 W-185

Euratom-Grundnormen Anh. VII Tab. A Teil 1	StrlSchV Anlage III Tabelle 1								
	Spalte 6			Spalte 8			Spalte 10		
	FSW	FGW	FGW/FSW	FGW	FGW/FSW	FGW	FGW/FSW	FGW	FGW/FSW
[Bq/g]	[Bq/g]	Stufe 1	Stufe 2	[Bq/g (Bq/cm <sup>2</sup> )]	Stufe 1	Stufe 2	[Bq/g (Bq/cm <sup>2</sup> )]	Stufe 1	Stufe 2
1.000	-	-	-	-	-	-	1,3E+03 (4,0E+05)	1,3	1,3

**Kerntechnik**

W-185 entsteht durch Aktivierung in einem Kernreaktor. Aktivierungsrechnungen ergeben auch direkt nach Ende eines Reaktorzyklus für W-185 geringere spezifische Aktivitäten als für Co-60. Daher ist der Anteil von W-185 am Nuklidvektor vernachlässigbar. Im Kernbrennstoff entsteht es nur mit Aktivitäten, die diejenige von Cs-137 um etwa 3 Größenordnungen unterschreiten [GRS 11]. W-185 spielt bei der Freigabe in der Praxis keine Rolle. Somit ist der Freigabewert nach Anl. III Tab. 1 Sp. 10 StrlSchV mit der Freigrenze nach Anh. VII Tab. A Euratom-Grundnormen kompatibel. Eine Hauptquelle für das Vorkommen von W-185 in der Atmosphäre ist die Entstehung bei Nuklearwaffentests. Dieses W-185 wurde dann später Verwendung als Tracer für atmosphärische Vorgänge verwendet.

**Medizin, Forschung, Industrie**

W-185 findet in geringem Umfang Anwendung in der Metallurgie zur Autoradiographie. Es gelten ferner die in Abschnitt 5.4.3 dargestellten Argumente. Angesichts der geringen Gebäudemassen, in denen eine Kontamination mit W-185 prinzipiell bestehen kann, und angesichts der Gleichheit zwischen Freigabewert und ungerundeter Freigrenze besteht kein Widerspruch zwischen dem Freigabewert nach Anl. III Tab. 1 Sp. 10 StrlSchV und der Freigrenze nach Anh. VII Tab. A der Euratom-Grundnormen.

5.4.2.38 Tl-204

Euratom-Grundnormen Anh. VII Tab. A Teil 1	StrlSchV Anlage III Tabelle 1								
	Spalte 6			Spalte 8			Spalte 10		
	FSW	FGW	FGW/FSW	FGW	FGW/FSW	FGW	FGW/FSW	FGW	FGW/FSW
[Bq/g]	[Bq/g]	Stufe 1	Stufe 2	[Bq/g (Bq/cm <sup>2</sup> )]	Stufe 1	Stufe 2	[Bq/g (Bq/cm <sup>2</sup> )]	Stufe 1	Stufe 2
1	4,0E+01	40,0	39,9	-	-	-	9,9E+00 (3,0E+03)	9,9	9,9

**Kerntechnik**

Tl-204 ist ein Aktivierungsprodukt von Tl-203. Aktivierungsrechnungen ergeben auch direkt nach Ende eines Reaktorzyklusses für Tl-204 typischerweise eine spezifische Aktivität, die um viele Größenordnungen kleiner ist als diejenige von Co-60. Daher ist der Anteil von Tl-204 am Nuklidvektor vernachlässigbar, so dass Tl-204 bei der Freigabe in der Praxis keine Rolle spielt. Tl-204 ist ebenfalls kein für Nuklidvektoren kerntechnischer Anlagen relevantes Radionuklid (vgl. Tabelle 3 in [BOT 09]). Im Kernbrennstoff entsteht Tl-204 mit Aktivitäten, die diejenige von Cs-137 um 8 bis 9 Größenordnungen unterschreiten. Tl-204 spielt für die Freigabe daher keine Rolle.

Somit ist der Freigabewert nach Anl. III Tab. 1 Sp. 6 und 10 StrlSchV mit der Freigrenze nach Anh. VII Tab. A Euratom-Grundnormen kompatibel.

### Medizin, Forschung, Industrie

Tl-204 kann als Aktivitätsnormal in Form einer Lösung verwendet werden. Die Lösungsmenge von ca. 2 ml befindet sich in abgeschmolzenen Glasampullen. Die maximale spezifische Aktivität beträgt ca. 600 kBq/g [PTB 10]. In dieser Form kann Tl-204 praktisch nicht zur Kontamination in Radionuklidlaboratorien beitragen.

Des Weiteren gilt die Argumentation gemäß Abschnitt 5.4.3. Somit besteht kein Widerspruch zwischen dem Freigabewert nach Anl. III Tab. 1 Sp. 6 oder 10 StrlSchV und der Freigrenze nach Anh. VII Tab. A der Euratom-Grundnormen.

#### 5.4.2.39 Bi-207

Euratom-Grundnormen Anh. VII Tab. A Teil 1	StrlSchV Anlage III Tabelle 1								
	Spalte 6			Spalte 8			Spalte 10		
FSW	FGW	FGW/FSW		FGW	FGW/FSW		FGW	FGW/FSW	
[Bq/g]	[Bq/g]	Stufe 1	Stufe 2	[Bq/g (Bq/cm <sup>2</sup> )]	Stufe 1	Stufe 2	[Bq/g (Bq/cm <sup>2</sup> )]	Stufe 1	Stufe 2
0,1	2,0E-01	2,0	2,0	-	-	-	-	-	-

### Kerntechnik

Bi-207 spielt in der Kerntechnik keine Rolle. Es entsteht im Kernbrennstoff mit Aktivitäten, die diejenige von Cs-137 um ca. 10 Größenordnungen unterschreiten [GRS 11]. Es ist darüber hinaus kein Aktivierungsprodukt.

### Medizin, Forschung, Industrie

Bi-207 spielt in Medizin, Forschung und Industrie keine Rolle. Es kann in der Umwelt nachgewiesen werden und stammt dort vermutlich aus dem Fallout der oberirdischen thermonuklearen Explosionen.

#### 5.4.2.40 Ra-226+

Euratom-Grundnormen Anh. VII Tab. A Teil 1	StrlSchV Anlage III Tabelle 1								
	Spalte 6			Spalte 8			Spalte 10		
FSW	FGW	FGW/FSW		FGW	FGW/FSW		FGW	FGW/FSW	
[Bq/g]	[Bq/g]	Stufe 1	Stufe 2	[Bq/g (Bq/cm <sup>2</sup> )]	Stufe 1	Stufe 2	[Bq/g (Bq/cm <sup>2</sup> )]	Stufe 1	Stufe 2
0,01	3,0E-02	3,0	3,0	-	-	-	-	-	-

### Kerntechnik

Ra-226 ist ein direktes Zerfallsprodukt des U-238 mit einer vergleichsweise langen Halbwertszeit (1600 a). Das in Reaktoren eingesetzte Uran wird im Prozess der Brennstoffherstellung chemisch aufgearbeitet, wobei das im ursprünglichen Uranerz enthaltene Ra-226 (nahezu) vollständig abgetrennt wird. Eine radiologisch signifikante Nachbildung findet während der Verwendung des Kernbrennstoffs nicht statt, so dass Kontaminationen mit Ra-226 in der Kerntechnik keine Rolle spielen.

### Medizin, Forschung, Industrie

Ra-226 ist ein radiologisch signifikanter Bestandteil der Rückstände aus der Uranerzaufbereitung. Ra-226 ist weiterhin ein in der Vergangenheit sehr häufig angewendetes Nuklid in der Medizin und der Gesundheitsindustrie und es war Bestandteil diverser optischer Geräte (Fluoreszenz) sowie in vielen weiteren Anwendungen präsent. Außerdem spielte es eine große Rolle als Aktivitätsnormal in der Forschung und in der Ausbildung. Ra-226 ist daher ein Nuklid, das bei der Freigabe gemäß Anl. III Tab. 1 Sp. 6 StrlSchV eine große Rolle spielen kann (wenn es aus einem in Sinne von § 7 StrlSchV genehmigungspflichtigen Umgang stammt, was für die beschriebenen Anwendungsfelder möglich jedoch nicht zwingend gegeben ist, Nuklidzusammensetzungen bei Abfällen der Landdrosselstellen bestätigen jedoch, das Ra-226 aus genehmigungspflichtigem Umgang anfällt). Der ungerundete, in [THI 15] ermittelte Freistellungswert für Ra-226+ beträgt 0,03 Bq/g, was zu

0,01 Bq/g abgerundet wurde. Damit ist dieser Freistellungswert identisch mit dem Freigabewert. Es handelt sich also nicht um eine Inkompatibilität der Werte.

Ein großer Bereich, in dem Ra-226 anfallen kann, ist durch Kapitel 3 der StrlSchV beschrieben. Hier ist ein FSW gemäß Anh. VII Tab. A Teil 2 Euratom-Grundnormen von 1 Bq/g anzuwenden.

#### 5.4.2.41 Th-232

Euratom-Grundnormen Anh. VII Tab. A Teil 1	StrlSchV Anlage III Tabelle 1								
	Spalte 6			Spalte 8			Spalte 10		
	FSW	FGW	FGW/FSW	FGW	FGW/FSW	FGW	FGW/FSW	FGW	FGW/FSW
[Bq/g]	[Bq/g]	Stufe 1	Stufe 2	[Bq/g (Bq/cm <sup>2</sup> )]	Stufe 1	Stufe 2	[Bq/g (Bq/cm <sup>2</sup> )]	Stufe 1	Stufe 2
> 0,01	3,0E-02	< 3,0	< 3,0	-	-	-	-	-	-

#### Kerntechnik

Th-232 spielt in der Kerntechnik insofern eine Rolle, dass es als Ausgangsprodukt zur Erzeugung des spaltbaren U-233 in sogenannten „thermischen Brütern“ sowie in Hochtemperaturreaktoren eingesetzt wurde. Als Bestandteil von Kernbrennstoffen ist jedoch im Allgemeinen eine Freisetzung stark beschränkt und eine daraus resultierende Kontamination enthält nur geringen Kernbrennstoffanteil mit noch geringerem Th-232-Anteil. Eine Ausschöpfung von ca. 33 % des Freigabewerts aus Anl. III Tab. 1 Sp. 6 StrlSchV, aus der eine Überschreitung des in [THI 15] ermittelte Freistellungswerts für Th-232+ resultieren würde, ist daher nicht möglich.

#### Medizin, Forschung, Industrie

Nuklidzusammensetzungen bei Abfällen der Landessammelstellen bestätigen, das Th-232 aus gemäß § 7 StrlSchV genehmigungspflichtigem Umgang anfällt.

Der ungerundete, in [THI 15] ermittelte Freistellungswert für Th-232+ beträgt 0,03 Bq/g, was zu 0,01 Bq/g abgerundet wurde. Damit ist dieser Freistellungswert identisch mit dem Freigabewert. Es handelt sich also nicht um eine Inkompatibilität der Werte.

Ein großer Bereich, in dem Th-232 anfallen kann, ist durch Kapitel 3 der StrlSchV beschrieben. Hier ist ein FSW gemäß Anh. VII Tab. A Teil 2 Euratom-Grundnormen von 1 Bq/g anzuwenden.

#### 5.4.2.42 Es-254+

Euratom-Grundnormen Anh. VII Tab. A Teil 1	StrlSchV Anlage III Tabelle 1								
	Spalte 6			Spalte 8			Spalte 10		
	FSW	FGW	FGW/FSW	FGW	FGW/FSW	FGW	FGW/FSW	FGW	FGW/FSW
[Bq/g]	[Bq/g]	Stufe 1	Stufe 2	[Bq/g (Bq/cm <sup>2</sup> )]	Stufe 1	Stufe 2	[Bq/g (Bq/cm <sup>2</sup> )]	Stufe 1	Stufe 2
0,1	3,0E-01	3,0	3,0	-	-	-	-	-	-

#### Kerntechnik

Das Vorliegen von Es-254 ist in rückzubauenden Kernkraftwerken aufgrund des Bildungsmechanismus praktisch auszuschließen. Der Anteil an Nuklidvektoren von Kernkraftwerken, Forschungsreaktoren und Anlagen des Brennstoffkreislaufs ist daher extrem gering. Bei der Analyse der Zusammensetzung der Alphaaktivität in abgebrannten Brennelementen in einem deutschen Kernkraftwerk mit Druckwasserreaktor wurden die in Anhang A, Tabelle A.1 dargestellten Anteile der relevanten Radionuklide bestimmt. Das Nuklid Pa-231 weist sowohl bei der Entladung als auch beim weiteren Zerfall Aktivitäten auf, die lediglich im Bereich des 10<sup>-7</sup>-fachen der Aktivität von Am-241 liegen, welches im abgebrannten Kernbrennstoff die führende Aktivität aufweist. Es-254 weist einen Bildungsmechanismus auf, der das Vorhandensein in Kernbrennstoff praktisch ausschließt. Es hat daher im Vergleich zu Am-241 noch geringere Anteile als Pa-231.

### **Medizin, Forschung, Industrie**

Es-254 kann in Radionuklidlaboratorien gehandhabt werden, z. B. bei Untersuchungen an Kernbrennstoffen. Daneben können diese Nuklide auch an Teilchenbeschleunigern erzeugt werden. Allerdings ist der Produktionsprozess sehr aufwendig und führt nur zu einer sehr geringen Massenausbeute. In Radionuklidlaboratorien kann Es-254 daher nur einen geringen Anteil an der Kontamination insgesamt aufweisen oder aber nur einen kleinen Bereich der Radionuklidlaboratorien betreffen. Die mittlere Ausschöpfung der Kontamination liegt daher weit unter 100 % der Freigabewerte. Somit sind die Freigabewerte nach Anl. III Tab. 1 Sp. 6, 8 oder 10 StrlSchV mit der Freigrenze nach Anh. VII Tab. A Euratom-Grundnormen von 1 Bq/g kompatibel.

#### **5.4.3 Bedeutung von geringen Bauschuttmengen für das radiologische Modell**

In Abschnitt 5.4.2 wurde in der nuklidspezifischen Einzelfallbetrachtung verschiedentlich darauf verwiesen, dass ein Radionuklid zwar die Kontamination in einer Einrichtung mit einer Genehmigung nach § 7 StrlSchV dominieren kann bzw. in der dortigen Kontamination ohne Korrelation mit Schlüsselnucliden wie Co-60 oder Cs-137+ vorliegen kann, dass aber die zugehörige Masse an Bauschutt stark begrenzt ist und somit den lokalen Bauschuttkreislauf nicht dominieren kann. Dies wird an folgender Überlegung verdeutlicht:

- Es wird eine mehrstöckige Laboreinrichtung betrachtet, in der das betreffende Radionuklid als Teil der Kontamination vorliegen möge. Es wird unterstellt, dass sich der Kontrollbereich über zwei Stockwerke (Laborräume im EG und 1. OG) erstreckt und eine Grundfläche von 500 m<sup>2</sup> je Stockwerk (10 m × 50 m) aufweist.
- Das zugehörige Betonvolumen berechnet sich wie folgt:
  - 2 Bodenflächen je 500 m<sup>2</sup> × 0,3 m (Dicke) = 300 m<sup>3</sup>
  - 3 Wände über ges. Länge je Stockwerk (Höhe 3 m, Dicke 0,2 m): insg. 180 m<sup>3</sup>
  - 4 Wände über ges. Breite je Stockwerk (Höhe 3 m, Dicke 0,2 m): insg. 50 m<sup>3</sup>
  - Gesamtvolumen 530 m<sup>3</sup>
- Hieraus berechnet sich die Betonmasse bei einer Dichte von 2,3 Mg/m<sup>3</sup> zu ca. 1.200 Mg.

Die Gesamtmasse dieses recht großen Kontrollbereichs eines Laborgebäudes beträgt somit nur ca. 1 % derjenigen Masse, die für die Herleitung der Freigabewerte in RP 113/114 bzw. [THI 00] unterstellt wurde. Mit dem genannten Volumen von ca. 530 m<sup>3</sup> könnte man gerade einmal den Unterbau einer Straße der Breite 7,5 m (befestigte Fläche bei Regelquerschnitt 10,5 für Verbindungsstraßen außerorts für einspurige Bundesstraßen) in einer Dicke von 0,45 m (Frostschuttschicht und Tragschicht) über 156 m erstellen. Bei einer entsprechenden Baumaßnahme, etwa dem Bau oder der Erneuerung einer Umgehungsstraße um einen Ort, die sich über mehrere Monate erstreckt, wird natürlich Material je nach Bedarf geordert, so dass eine erhebliche Vermischung mit Material anderer Herkunft garantiert ist. In Übereinstimmung mit der Argumentation in Abschnitt 4.3.1 von RP 114 [EUR 00B] wird daher ein Vermischungsfaktor von 0,1 für derart geringe Bauschuttmengen als realistisch angesehen.

Die hier betrachtete große Einrichtung mit einer Genehmigung nach § 7 StrlSchV kann somit nicht zum Vorhandensein von Material führen, dessen Aktivität 10 % der Freigabewerte nach Anl. III Tab. 1 Sp. 6 StrlSchV übersteigt.

Auch für den prinzipiell denkbaren Fall, dass in einem Radionuklidlabor eine Glasampulle, in der sich eine Lösung mit einem Radionuklid befindet, beispielsweise auf dem Betonboden zerbricht, ist nicht mit einer verbleibenden Kontamination zu rechnen, die zu einer Inkompabilität der Freigabewerte mit den Freigrenzen führt. Zum einen sind die Halbwertszeiten der meisten hierbei relevanten Radionuklide deutlich kürzer als ein Jahr, so dass bis zu einer eventuellen Freimessung des Gebäudes zum Abriss oder zur Wiederverwertung die Aktivitäten sehr stark abgeklungen sind. Weiterhin wird die Aktivität direkt nach dem Zerbrechen der Glasampulle nicht auf dem Boden verbleiben, sondern

es werden direkt Dekontaminationsmaßnahmen durchgeführt, damit das Labor weiterhin verwendet werden kann. Hierbei ist auch zu berücksichtigen, dass Oberflächen in Radionuklidlaboren nach DIN 25425-1 und DIN 25425-5 mit einer leicht dekontaminierbaren Oberflächenbeschichtung versehen sein müssen. Somit ist nur von einem geringen Eindringen der Aktivität in den Boden zu rechnen. Somit kann das betreffende Radionuklid praktisch nicht zur Kontamination in Radionuklidlaboratorien beitragen.

## **6. PRÜFUNG DER KOMPATIBILITÄT ZWISCHEN DEN FREIGABEWERTEN NACH ANL. III TAB. 1 SP. 7 STRLSCHV UND DEN NEUEN FREIGRENZEN**

### **6.1 Schlussfolgerungen aus den Abschnitten 3 und 4**

Im Hinblick auf die Prüfung der Kompatibilität zwischen den Freigabewerten nach Anl. III Tab. 1 Sp. 7 StrlSchV und den neuen Freigrenzen gem. Anh. VII Tab. A Euratom-Grundnormen lassen sich aus den Abschnitten 3 und 4 die folgenden Schlussfolgerungen ziehen:

- In kerntechnischen Anlagen liegen die Radionuklide in der Kontamination immer als Bestandteil von Nuklidvektoren vor. Nur in wenigen Fällen kann eine solche Aktivität das Gebäude verlassen und zur Kontamination des Standorts führen.
- Ableitungen gem. § 47 StrlSchV können zu einer geringfügigen Kontamination des Standorts führen. Hierbei sind nur sehr wenige Radionuklide aktivitätsmäßig führend. Erfahrungen zeigen, dass in den Immissionsüberwachungen derartige Kontaminationen nicht vorgefunden werden.
- Als weiterer Einflussfaktor auf die tatsächlich freigegebene Aktivität kann noch die Begrenzung der maximal möglichen mittleren Ausschöpfung der Freigabewerte aufgrund der Kalibrierung der Messgeräte berücksichtigt werden.

### **6.2 Beschreibung der Vorgehensweise**

Die in Abschnitt 2.2 skizzierte Vorgehensweise wird unter Berücksichtigung der verschiedenen zu berücksichtigenden Einflussfaktoren gem. Abschnitt 6.1 anhand von Beispielen aufgezeigt. Diese Beispiele wurden gewählt, um die verschiedenartigen Argumentationen in Abhängigkeit von den radiologischen Eigenschaften und den Anteil der betrachteten Radionukliden und Zerfallsreihen am Nuklidvektor darzustellen.

Anders als für Bauschutt und Gebäude wird hier keine gesonderte Betrachtung des Einflusses des radioaktiven Zerfalls zwischen Freigabemessung und Nutzung berücksichtigt, da – wie in Abschnitt 6.3 dargestellt wird – der Vergleich nur für sehr wenige und langlebige Radionuklide nicht schon unmittelbar Kompatibilität beider Wertesätze zeigt. Daher werden hier nur die notwendigen Ergänzungen einzelner Werte beschrieben.

Im Rahmen der folgenden Darstellung werden sämtliche Einzelnuclide und Zerfallsreihen betrachtet, für die in Anl. III Tab. 1 Sp. 7 StrlSchV ein Freigabewert angegeben wird. Weitere Radionuklide oder Zerfallsreihen werden aus den in Abschnitt 4.4 genannten Gründen nicht berücksichtigt.

#### **Erster Schritt – Ergänzung fehlender Freigrenzen**

Im Rahmen der Stufe 1 werden in einem ersten Schritt ggf. fehlende Freigrenzen für die betrachteten Einzelnuclide und Zerfallsreihen ergänzt. Dabei werden zwei Fälle unterschieden:

- **Fall 1:** In [THI 15] wurde bezüglich des betroffenen Radionuklids bzw. der betroffenen Zerfallsreihen eine Freigrenze berechnet:
  - Falls für ein betroffenes Radionuklid oder eine betroffene Zerfallsreihe in [THI 15] eine Freigrenze berechnet wurde, wird die in Anh. VII Tab. A Euratom-Grundnormen fehlende neue Freigrenze durch den entsprechenden gerundeten Wert der in [THI 15] berechneten Freigrenze (vgl. [THI 15], Tabelle 2.5) ergänzt. Die auf diese Weise ergänzten Werte fehlender neuer Freigrenzen sind in der Spalte FSW (2. Spalte) der Tabelle 5.1 angegeben und durch eine hellgrüne Hintergrundfarbe gekennzeichnet.

<b>Beispiel Nb-97</b>	
Der Wert der neuen Freigrenze ist gegeben durch den gerundeten Wert der berechnete Freigrenze von Nb-97 nach [THI 15], Tabelle 2.5 (gerundet)	1.000 Bg/g

- **Fall 2:** In [THI 15] wurde bezüglich des betroffenen Radionuklids bzw. der betroffenen Zerfallsreihe keine Freigrenze berechnet:
  - Falls in Anh. VII Tab. A Euratom-Grundnormen nicht für das betroffene Radionuklid selbst, sondern für eine Zerfallsreihe mit dem betroffenen Radionuklid als Mutternuklid eine neue Freigrenze angegeben wurde, wird diese als unterer Begrenzungswert der neuen Freigrenze des betroffenen Radionuklids ergänzt. Diese Werte sind in der Spalte FSW (2. Spalte) der Tabelle 5.1 mit einem vorangestellten „>“-Zeichen (größer als) angegeben und durch eine hellblauer Hintergrundfarbe gekennzeichnet.

<b>Beispiel Fe-52</b>	
Der untere Begrenzungswert der neuen Freigrenze ist gegeben durch den Wert der neuen Freigrenze von Fe-52+ nach Anh. VII Tab. A Euratom-Grundnormen	> 10 Bg/g

- Falls in Anh. VII Tab. A Euratom-Grundnormen nicht für die betroffene Zerfallsreihe selbst, aber für die radiologisch relevanten Einzelnuklide der Zerfallsreihe gemäß der Tabellen B1, B2 und B3 in Anhang B dieses Berichts eine neue Freigrenze angegeben wurde, wird die neue Freigrenze des Einzelnuklids mit dem kleinsten Wert dividiert durch die Anzahl radiologisch relevanten Einzelnuklide als unterer Begrenzungswert der betroffenen Zerfallsreihe ergänzt. Diese Werte sind in der Spalte FSW (2. Spalte) der Tabelle 5.1 mit einem vorangestellten „≥“-Zeichen (größer oder gleich) angegeben und durch eine hellblaue Hintergrundfarbe gekennzeichnet.

<b>Beispiel Ba-131+</b>	
Radiologisch relevante Einzelnuklide der Zerfallsreihe Ba-131+ sind gemäß der Tabellen B1, B2 und B3 in Anhang B dieses Berichts die Radionuklide Ba-131 (Mutternuklid) und Cs-131. Nach Anh. VII Tab. A Euratom-Grundnormen hat die neuen Freigrenze für Ba-131 einen Wert von 10 Bq/g und für Cs-131 von 1.000 Bq/g. Der untere Begrenzungswert der neuen Freigrenze von Ba-131+ ist daher gegeben durch den Wert der neuen Freigrenze von Ba-131 nach Anh. VII Tab. A Euratom-Grundnormen dividiert durch 2	≥ 5 Bg/g

### **Zweiter Schritt – Vergleich der Wertesätze**

Im zweiten Schritt der Stufe 1 erfolgt der direkte Vergleich zwischen den in Tabelle 6.1 für die hier betrachteten Radionuklide und Zerfallsreihen angegeben Freistellungswerten (FSW) bzw. neuen Freigrenzen gemäß Anh. VII Tab. A Euratom-Grundnormen und den zusammengestellten Freigabewerten (FGW) gemäß Anl. III Tab. 1 Sp. 7 StrlSchV durch Bildung der nuklidspezifischen Verhältnisse FGW/FSW.

Ist das Verhältnis  $FGW/FSW \leq 1$ , so ist der entsprechende Freigabewert mit der neuen Freigrenze kompatibel. Andernfalls wird der Vergleich auf die Stufe 2 ausgeweitet. Die auf diese Weise im Rahmen der Stufe 1 berechneten Zahlenwerte der Verhältnisse FGW/FSW sind in der zugehörigen Spalte FGW/FSW der Tabelle 6.1 angegeben. Die entsprechenden Zahlenwerte der Verhältnisse FGW/FSW

von Freigabewerten, deren Kompatibilität mit den neuen Freigrenzen im Ergebnis der Stufe 1 des Vergleichs nicht nachgewiesen werden konnte, sind dabei in roter Fettschrift dargestellt.

<b>Beispiel Eu-155</b>	
FSW gemäß Anh. VII Tab. A Teil 1 Euratom-Grundnormen:	1 Bq/g
Massenspezifischer FGW gemäß Anlage III Tabelle 1 Spalte 7 StrlSchV:	2 Bq/g
FGW/FSW (Stufe 1)	<b>2,0 (→ inkompatibel)</b>

### 6.3 Nuklidspezifischer Vergleich

In diesem Abschnitt werden die verschiedenen Stufen des im Rahmen des vorliegenden Berichts durchgeführten Vergleichs (vgl. Abschnitte 2.2) systematisch für alle betrachteten Radionuklide und Zerfallsreihen angewendet, für die in Anl. III Tab. 1 Sp. 7 StrlSchV ein Freigabewert angegeben wird. Die erzielten Ergebnisse sind in der nachfolgenden Tabelle 6.1 dargestellt. Die im Ergebnis des Vergleichs formal nicht mit den neuen Freigrenzen kompatiblen Freigabewerte werden in Abschnitt 6.4 aufgelistet und diskutiert.

Als Ergebnis des Vergleichs lässt sich Folgendes feststellen:

- Für die überwiegende Anzahl von 110 der insgesamt betrachteten 113 Radionuklide und Zerfallsreihen liegen die Freigabewerte nach Anl. III Tab. 1 Sp. 7 bereits im Ergebnis der Stufe 1 des hier durchgeführten Vergleichs unterhalb der zugehörigen neue Freigrenzen. Dies liegt in erster Linie daran, dass die Freigabewerte in Sp. 7 aufgrund der sehr konservativen Modellierung bereits sehr niedrig sind.
- Die verbleibenden lediglich 3 Radionuklide erfordern eine detaillierte Einzelfallbetrachtungen, die in Abschnitt 6.4 erfolgt. Diese Einzelfallbetrachtungen müssen nuklidspezifisch erfolgen, da es in den radiologischen Modellen keinen einzelnen Einflussfaktor gibt, der für die verbleibende Diskrepanz der Werte verantwortlich wäre.

Tabelle 6.1: Nuklidspezifischer Vergleich der Freigabewerte (FGW) nach Anl. III Tab. 1 Sp. 7 StrlSchV mit den Freistellungswerten (FSW) nach Anh. VII Tab. A Euratom-Grundnormen („neue Freigrenzen“)

Nuklid	Euratom-Grundnormen Anh. VII Tab. A Teil 1 FSW [Bq/g]	Anl. III Tab. 1 Sp. 7 StrlSchV FGW [Bq/g]	FGW / FSW	Halbwertszeit
H-3	100	3	0,0	12,3a
Be-7	10	2	0,2	53,3d
C-14	1	0,04	0,0	5,70E+03a
Na-22	0,1	0,004	0,0	2,6a
P-32	1.000	0,02	0,0	14,3d
P-33	1.000	0,08	0,0	25,3d
S-35	100	0,01	0,0	87,5d
Ca-45	100	0,04	0,0	163,0d
Sc-46	0,1	0,04	0,4	83,8d
V-48	1	0,03	0,0	16,0d
Cr-51	100	3	0,0	27,7d
Mn-53	100	3	0,0	3,70E+06a
Mn-54	0,1	0,09	0,9	312,2d
Fe-55	1.000	6	0,0	2,7a
Fe-59	1	0,06	0,1	45,1d
Co-56	0,1	0,02	0,2	78,8d
Co-57	1	0,8	0,8	271,3d
Co-58	1	0,08	0,1	70,8d
Co-60	0,1	0,03	0,3	5,3a
Ni-59	100	8	0,1	7,50E+04a
Ni-63	100	3	0,0	100,0a
Zn-65	0,1	0,01	0,1	244,0d
Ge-71	10.000	50	0,0	11,2d
As-73	1.000	40	0,0	80,3d
As-74	10	0,1	0,0	17,8d
Se-75	1	0,004	0,0	120,0d
Rb-86	100	0,05	0,0	18,7d
Sr-85	1	0,1	0,1	64,9d
Sr-89	1.000	0,03	0,0	50,5d
Sr-90+	1	0,002	0,0	28,5a
Y-91	100	5	0,1	58,5d
Zr-93	10	20	2,0	1,50E+06a
Zr-95	> 1,0	0,1	0,1	64,0d
Nb-93m	10	4	0,4	16,1a
Nb-94	0,1	0,05	0,5	2,00E+04a
Nb-95	1	0,1	0,1	35,0d
Mo-93	10	0,2	0,0	3,50E+03a
Tc-97	10	0,08	0,0	4,00E+06a

Nuklid	Euratom-Grundnormen Anh. VII Tab. A Teil 1 FSW [Bq/g]	Anl. III Tab. 1 Sp. 7 StrlSchV FGW [Bq/g]	FGW / FSW	Halbwertszeit
Tc-97m	100	0,01	0,0	92,2d
Ru-103+	1	0,2	0,2	39,3d
Ru-106+	0,1	0,3	3,0	373,6d
Pd-103+	1.000	20	0,0	17,0d
Ag-105	1	0,1	0,1	41,3d
Ag-108m+	0,1	0,007	0,1	418,0a
Ag-110m+	0,1	0,007	0,1	249,9d
Ag-111	100	0,4	0,0	7,5d
Cd-109+	1	0,03	0,0	453,0d
Cd-115m	> 100,0	0,04	0,0	44,8d
In-114m+	10	0,03	0,0	49,5d
Sn-113+	1	0,1	0,1	115,1d
Sn-125	10	0,2	0,0	9,6d
Sb-124	1	0,04	0,0	60,3d
Sb-125+	0,1	0,08	0,8	2,8a
Te-123m	1	0,007	0,0	119,7d
Te-125m	1.000	0,02	0,0	57,4d
Te-129m+	10	2	0,2	33,6d
I-125	100	0,09	0,0	59,4d
I-126	10	0,2	0,0	13,0d
I-131	10	0,2	0,0	8,0d
Cs-131	1.000	30	0,0	10,0d
Cs-134	0,1	0,05	0,5	2,1a
Cs-135	100	0,4	0,0	2,00E+06a
Cs-136	1	0,04	0,0	13,2d
Cs-137+	0,1	0,06	0,6	30,2a
Ba-131+	≥ 5,0	0,2	0,0	11,5d
Ba-140+	≥ 0,5	0,03	0,1	12,8d
Ce-139	1	0,7	0,7	137,6d
Ce-141	100	1	0,0	32,5d
Ce-144+	10	0,4	0,0	284,8d
Pr-143	1.000	20	0,0	13,6d
Nd-147	100	0,7	0,0	11,0d
Pm-147	1.000	20	0,0	2,6a
Sm-151	1.000	40	0,0	93,0a
Eu-152	0,1	0,07	0,7	13,3a
Eu-154	0,1	0,06	0,6	8,8a
Eu-155	1	2	2,0	4,8a
Gd-153	10	1	0,1	239,5d
Tb-160	1	0,07	0,1	72,1d
Er-169	1.000	50	0,1	9,4d

Nuklid	Euratom-Grundnormen Anh. VII Tab. A Teil 1 FSW [Bq/g]	Anl. III Tab. 1 Sp. 7 StrlSchV FGW [Bq/g]	FGW / FSW	Halbwertszeit
Tm-170	100	6	0,1	128,6d
Tm-171	1.000	60	0,1	1,9a
Hf-181	1	0,2	0,2	42,4d
Ta-182	0,1	0,06	0,6	114,4d
W-181	10	4	0,4	121,2d
W-185	1.000	3	0,0	75,1d
Os-185	1	0,1	0,1	94,0d
Os-191	100	2	0,0	15,4d
Ir-190+	1,0	0,06	0,1	11,8d
Ir-192	1	0,1	0,1	74,0d
Tl-202	10	0,2	0,0	12,2d
Tl-204	1	0,04	0,0	3,8a
Bi-207	0,1	0,05	0,5	31,6a
Ra-223+	10,0	0,01	0,0	11,4d
Pa-230	10	0,1	0,0	17,4d
Pa-233	10	0,4	0,0	27,0d
Pu-236	1	0,1	0,1	2,9a
Pu-237	100	2	0,0	45,3d
Pu-238	0,1	0,06	0,6	87,7a
Pu-239	0,1	0,04	0,4	2,40E+04a
Pu-240	0,1	0,04	0,4	6,60E+03a
Pu-241	10	4	0,4	14,4a
Pu-242	0,1	0,04	0,4	3,80E+05a
Pu-244+	0,1	0,04	0,4	8,30E+07a
Am-241	0,1	0,06	0,6	432,6a
Am-242m+	0,1	0,07	0,7	141,0a
Am-243+	0,1	0,05	0,5	7,40E+03a
Cm-242	10	0,4	0,0	162,8d
Cm-243	1	0,07	0,1	29,1a
Cm-244	1	0,08	0,1	18,1a
Cm-245	0,1	0,05	0,5	8,50E+03a
Cm-246	0,1	0,05	0,5	4,70E+03a
Cm-247+	0,1	0,04	0,4	1,60E+07a
Cm-248	0,1	0,01	0,1	3,40E+05a

## 6.4 Diskussion von Einzelnukliden

### 6.4.1 Übersicht

In Tabelle 6.2 sind diejenigen Radionuklide zusammengestellt, die in Abschnitt 6.3 bei der Durchsicht aller Radionuklide im Rahmen des durchgeführten Vergleichs nicht zu einem Verhältnis

FGW/FSW zwischen den Freigabewerten nach Anl. III Tab. 1 Sp. 7 StrlSchV und der neuen Freigrenze bzw. dem Freistellungswert nach Anhang. VII Tabelle. A der Euratom-Grundnormen [EUR 14] von kleiner oder gleich 1 geführt haben.

Tabelle 6.2: Vergleich der Freigabewerte (FGW) nach Anl. III Tab. 1 Sp. 7 StrlSchV mit den Freistellungswerten (FSW) nach Anh. VII Tab. A Euratom-Grundnormen („neue Freigrenzen“) für die formal nicht abgedeckten Nuklide

Nuklid	Euratom-Grundnormen Anh. VII Tab. A Teil 1 FSW [Bq/g]	Anl. III Tab. 1 Sp. 7 StrlSchV FGW [Bq/g]	FGW / FSW	Halbwertszeit
Zr-93	10	20	2,0	1,50E+06a
Ru-106+	0,1	0,3	3,0	373,6d
Eu-155	1	2	2,0	4,8a

Die Nuklide aus Tabelle 6.2 werden im Folgenden auf ihren (möglichen) Einklang bezüglich der Freigabewerte nach Anl. III Tab. 1 Sp. 7 StrlSchV mit den Freigrenzen nach Anh. VII Tab. A Euratom-Grundnormen untersucht.

## 6.4.2 Nuklidspezifische Einzelfallbetrachtung

### 6.4.2.1 Zr-93

Nuklid	Euratom-Grundnormen Anh. VII Tab. A Teil 1 FSW [Bq/g]	Anl. III Tab. 1 Sp. 7 StrlSchV FGW [Bq/g]	FGW / FSW	Halbwertszeit
Zr-93	10	20	2,0	1,50E+06a

Zr-93 ist ein Nuklid, das praktisch ausschließlich durch Kernspaltung aus U-235 mit einer relativ hohen Ausbeute von ca. 6 % gebildet wird. Daneben ist es zu einem sehr geringen Anteil in den Hüllrohren aus Zircalloy enthalten, wo es durch Aktivierung aus Zr-92 gebildet wird. Die Mechanismen für Bildung und evtl. Freisetzung als Kontamination in das Primärkreismedium und von dort ggf. in die Anlage und als Verschleppung oder über die Abgabe mit der Fortluft sind denen von Cs-137+ (Ausbeute von ebenfalls ca. 6 % bei der Spaltung) sehr ähnlich. Die Aktivität von Zr-93 ist in der Kontamination von kerntechnischen Anlagen unbedeutend. Sie ist in jedem Fall durch die Aktivität von Cs-137+ nach oben beschränkt. Zr-93 ist aufgrund seiner sehr langen Halbwertszeit außerdem ungeeignet für die Anwendung in Industrie, Forschung und Medizin.

Da der Freigabewert für Cs-137+ nach Anl. III Tab. 1 Sp. 7 StrlSchV 0,06 Bq/g beträgt, kann die Aktivität von Zr-93 den Bereich um 0,1 Bq/g bei der Freigabe von Bodenflächen nicht übersteigen. Daher kann der Freigabewert von Zr-93 nicht ausgeschöpft werden. Der Freigabewert für Zr-93 ist daher mit den neuen Freigrenzen kompatibel.

### 6.4.2.2 Ru-106+

Nuklid	Euratom-Grundnormen Anh. VII Tab. A Teil 1 FSW [Bq/g]	Anl. III Tab. 1 Sp. 7 StrlSchV FGW [Bq/g]	FGW / FSW	Halbwertszeit
Ru-106	0,1	0,3	3,0	373,6d

Der ungerundete Freistellungswert der EU-Grundnormen für Ru-106+ beträgt 0,24 Bq/g, was zu 0,1 Bq/g abgerundet wurde. Der in [THI 99] berechnete Freigabewert beträgt 0,30 Bq/g. Diese beiden Werte sind nahezu identisch. Hier liegt demnach eine scheinbare Inkompatibilität vor, die durch Rundung zustande gekommen ist. Es kann danach davon ausgegangen werden, dass der Freigabewert für Ru-106+ mit den neuen Freigrenzen kompatibel ist.

#### 6.4.2.3 Eu-155

Nuklid	Euratom-Grundnormen Anh. VII Tab. A Teil 1 FSW [Bq/g]	Anl. III Tab. 1 Sp. 7 StrlSchV FGW [Bq/g]	FGW / FSW	Halbwertszeit
Eu-155	1	2	2,0	4,8a

Der ungerundete Freistellungswert der EU-Grundnormen für Eu-155 beträgt 2,8 Bq/g, was zu 1 Bq/g abgerundet wurde. Damit übersteigt dieser Freistellungswert den in [THI 99] berechneten Freigabewert von 2 Bq/g. Es handelt sich also nicht um eine Inkompatibilität der Werte.

## **7. PRÜFUNG DER ZUSAMMENFASSUNG DER WERTESÄTZE VON ANL. III TAB. 1 SP. 6 UND 7 STRLSCHV**

### **7.1 Hintergrund**

Die beiden Wertesätze nach Anl. III Tab. 1 Sp. 6 und 7 StrlSchV sind seit ihrer Einführung in die StrlSchV von 2001 nicht ausreichend in ihrem Anwendungsbereich unterschieden worden. Auslöser einiger Missverständnisse im Anwendungsbereich ist insbesondere die Formulierung in § 29 Abs. 2 StrlSchV:

„Die zuständige Behörde kann davon ausgehen, dass dies erfüllt ist, wenn

1. für eine uneingeschränkte Freigabe von

...

b) Bauschutt und Bodenaushub bei einer zu erwartenden Masse von mehr als 1.000 Tonnen im Kalenderjahr die Einhaltung der in Anlage III Tabelle 1 Spalte 6 genannten Freigabewerte und die Einhaltung der in Anlage IV Teil A Nummer 1, Teil B und F genannten Festlegungen,

c) Bodenflächen die Einhaltung der in Anlage III Tabelle 1 Spalte 7 genannten Freigabewerte und die Einhaltung der in Anlage IV Teil A Nummer 1, Teil B und E genannten Festlegungen, ...

nachgewiesen ist...“

Es fehlt in diesen Festlegungen die Abgrenzung zwischen der Anwendung der Freigabe von Bodenaushub und der Freigabe von ganzen Bodenflächen, da unbestreitbar Bodenaushub auch Teil von Bodenflächen sein kann. Unglücklicherweise wurde bei der Entscheidung, welcher Satz von Freigabewerten bei der Freigabe von Standorten oder Teilen von Standorten kerntechnischer Anlagen anzuwenden wäre, zunächst oft nur mit der Verbaldefinition argumentiert: Wenn das Material von einer Bodenfläche des Standorts in Form von Bodenaushub abtransportiert werden sollte und wenn hierbei mehr als 1.000 Mg pro Jahr anfallen würden, dann sollte dieses Material doch als Bodenaushub klassifiziert sein und daher unter Anwendung von Anl. III Tab. 1 Sp. 6 StrlSchV freigegeben werden können.

Bei dieser oft gehörten Argumentation wurde jedoch übersehen, dass die Werte nach Anl. III Tab. 1 Sp. 6 StrlSchV nicht für den Bodenaushub ganzer Standorte berechnet wurden, sondern für gewisse Mengen, die bei Sanierungsarbeiten, Baumaßnahmen o. ä. anfallen würden. Die Werte nach Anl. III Tab. 1 Sp. 7 StrlSchV wurden dagegen von vornherein für ganze Standorte mit einer erheblichen Ausdehnung, die anschließend auch z. B. für landwirtschaftliche Betriebe genutzt werden könnten, hergeleitet.

Es wurde also der wesentliche Unterschied zwischen den Werten verkannt, der in der Menge des Materials liegt. Die Freigabewerte für Bodenflächen gem. Anl. III Tab. 1 Sp. 7 StrlSchV haben einen anderen Charakter als die Freigabewerte für Bauschutt und Bodenaushub gem. Anl. III Tab. 1 Sp. 6 StrlSchV, da sie für gesamte Standorte großer kerntechnischer Anlagen abdeckend sind. Das zugehörige radiologische Modell ist so angelegt, dass alle Ausbreitungspfade und alle radioökologischen Pfade einschließlich des Anbaus von Pflanzen im Erdreich des Standorts betrachtet werden. Dementsprechend sind die Freigabewerte im Mittel deutlich niedriger als beispielsweise diejenigen nach Anl. III Tab. 1 Sp. 6 StrlSchV. Das Modell für die Herleitung der Freigabewerte nach Anl. III Tab. 1 Sp. 7 StrlSchV [THI 99] berücksichtigt in vollem Umfang, dass das Erdreich, welches den freigemessenen Standort bildet, keine bewegliche Sache ist, mit der ein Umgang im Sinne von Teil 2 der StrlSchV bzw. von Artikel 24 in Verbindung mit Anh. VII Nr. 1 der Strahlenschutz-Grundnormen

der EU möglich wäre. Dies wird erst relevant, wenn Teile des Bodens aufgenommen und anderweitig verwendet werden sollen.

Auf die Hintergründe der radiologischen Modelle wird in Abschnitt 7.2 näher eingegangen.

## 7.2 Vergleich der zugrunde liegenden radiologischen Modelle

Die radiologischen Modelle, die zur Herleitung der Freigabewerte in Anl. III Tab. 1 Sp. 6 und 7 StrlSchV verwendet wurden, sind im vorliegenden Bericht in den Abschnitten 3.2.3 für Bauschutt und 3.3 für Bodenflächen von Standorten beschrieben worden. Im Folgenden werden die wesentlichen Aspekte gegenübergestellt, die die beiden vollständig unabhängig voneinander entwickelten Modelle im Hinblick auf Bodenaushub aufweisen. Tabelle 7.1 stellt die wesentlichen Kenngrößen beider Modelle gegenüber.

Tabelle 7.1: Vergleich der wesentlichen Kenngrößen der Modelle, auf deren Basis die Freigabewerte nach Anl. III Tab. 1 Sp. 6 und 7 StrlSchV hergeleitet wurden

Kenngröße	Bauschutt/Bodenaushub	Bodenflächen
Zielstellung	Rezyklierung/Beseitigung von Bauschutt Anwendung auf Bodenaushub als Erweiterung auf Basis von Plausibilitätsüberlegungen	Nutzung ganzer Bodenflächen von Standorten kerntechnischer Anlagen
Dosiskriterium	10 µSv effektive Dosis im Kalenderjahr	10 µSv effektive Dosis im Kalenderjahr
Materialmenge/ Größe der betrachteten Fläche	Größenordnung 100.000 Mg/a Bauschutt	40.000 m <sup>2</sup> Fläche des Standorts
einbezogene Pfade für Verwertung, Nutzung, Beseitigung	Rezyklierung (versch. Optionen) Beseitigung (Deponie)	Bauphase auf dem Standort (Abbau alter Gebäude, Neubau) Nutzung des Standorts (keine Verwertung oder Beseitigung des Bodenmaterials)
einbezogene Expositionspfade	ext. Bestrahlung Inhalation von Staub Direktingestion Sekundäringestion - Grundwasserpfad (Trinkwasser) - Pflanzenanbau in Erdreich mit Bauschutt	ext. Bestrahlung Inhalation von Staub Direktingestion (kont. Erdreich) Sekundäringestion - Pflanzenanbau auf dem Standort - Grundwasserpfad - Oberflächenwasserpfad
Geometrien für ext. Bestrahlung	größere Massenansammlungen (Halde) Deponie Haus gebaut mit Anteil kontam. Bauschutt Straßenbau	unabgedecktes Gelände Gelände mit verschiedenen Abdeckungen
Dicke kont. Schicht	variabel, einige dm bis 1 m	5 cm
Expositionszeiten	1.800 h/a für Arbeitsszenarien 4.000 h/a im Haus	1.760 h/a für Arbeitsszenarien 5.840 h/a im Haus 1.000 h/a im Garten
Vermischung	1:2 mit anderem Material 20 %-ige Ausschöpfung FGW im Mittel	keine
Staubkonzentration	5 mg/m <sup>3</sup> einatembarer Staub	0,02 mg/m <sup>3</sup> einatemb. Staub im Gebäude 0,1 mg/m <sup>3</sup> einatemb. Staub im Freien
Nutzung Grundwasser	nur Trinkwasser	alle Pfade gem. AVV zu § 47 StrlSchV (Trinkwasser, Beregnung, Weide, Beete) [BMU 12]

<b>Kenngröße</b>	<b>Bauschutt/Bodenaushub</b>	<b>Bodenflächen</b>
Trinkwassermenge	200 l/a (Kleinkinder) bis 500 l/a (Erw.)	250 l/a (Kleinkinder) bis 440 l/a (Erw.)
Pflanzenanbau	Anbau in Erdreich, das 3% Bauschuttanteil enthält  Verzehr 100 kg/a Pflanzen	alle Pflanzen (Pfl. ohne Blattgemüse, Blattgemüse), Anbau direkt im Erdreich sowie bewässert über Grund-/Oberfl.wasserpfad Verzehr 135 kg/a Pfl., 100 kg/a Milch, 37,5 kg/a Fleisch
Einbeziehung von Radionukliden	alle gem. Liste der Freigrenzen in den Strahlenschutz-Grundnormen der EU	Auswahl für kerntechnische Anlagen und genehmigten Umgang ohne Anlagen des Brennstoffkreislaufs (inbs. kein U, TRU)
Behandlung von Tochternukliden	vollständige Einbeziehung aller Tochternuklide mit Mutternuklid	vollständige Einbeziehung aller Tochternuklide mit Mutternuklid

Die wesentlichen Unterschiede beider Modellierungen lassen sich wie folgt zusammenfassen:

- Die Modellierung für die Herleitung von Freigabewerten gem. Anl. III Tab. 1 Sp. 6 StrlSchV orientiert sich an größeren Mengen Bauschutt. Die Übertragung dieser Werte auf Bodenaushub erfolgte im Rahmen der Vorbereitung der StrlSchV von 2001 durch Analogiebetrachtung. Die Szenarien zur externen Bestrahlung, zur Staubinhalation und zur Direktingestion sind adäquat beschrieben und decken sowohl Bauschutt als auch Bodenaushub gleichermaßen ab. Dagegen umfassen die Szenarien der Sekundäringestion zwar einige relevante Pfade, beschränken sich allerdings auf den Anbau von Pflanzen in stark vermischtem Bauschutt und beziehen nicht die Bewässerung von Anbauflächen mit ein, wie dies im Rahmen der AVV zu § 47 StrlSchV [BMU 12] erfolgt. Die relevanten radioökologischen Pfade sind daher nur für große Mengen Bauschutt, nicht aber für große Mengen Bodenaushub in vollem Umfang abgedeckt. Unter einer „großen Menge Bodenaushub“ ist hierbei eine Menge zu verstehen, die ausreicht, eine Anbaufläche von z. B. 2 ha (ausreichend für Pflanzenanbau und Weidebetrieb im Sinne der AVV zu § 47 StrlSchV) in Wurzeltiefe von Nutzpflanzen (z. B. 0,5 m Tiefe) zu überdecken. Dies entspräche ca. 10.000 bis 20.000 Mg Erdreich je nach Bodenart.
- Die Modellierung für die Herleitung von Freigabewerten gem. Anl. III Tab. 1 Sp. 7 StrlSchV orientiert sich an großen Flächen von Standorten kerntechnischer Anlagen. Es wurden alle denkbaren Pfade der externen Bestrahlung, der Staubinhalation und der Direkt- sowie Sekundäringestion in die Modellierung einbezogen. Der Boden wird unvermischt betrachtet.

Insgesamt ergibt sich, dass wesentliche Unterschiede zwischen beiden Wertesätzen vor allem im Hinblick auf die Pfade der Sekundäringestion bestehen. Die externe Bestrahlung und die Staubinhalation sind in beiden Fällen sehr ähnlich modelliert:

- Es werden nahezu gleiche Expositionszeiten, Atemraten und Verzehrsmengen angesetzt.
- Die Geometrie der externen Bestrahlung ist im Falle der Werte für Anl. III Tab. 1 Sp. 6 StrlSchV restriktiver als diejenige für Bodenflächen gem. Anl. III Tab. 1 Sp. 7 StrlSchV. Dies wiegt die angenommene Vermischung und Nichtausschöpfung der Freigabewerte für Bauschutt/Bodenaushub gegenüber den Bodenflächen wieder auf. Beispielsweise verhalten sich die restriktivsten Dosisfaktoren für die externe Bestrahlung durch Co-60 wie folgt:
  - 0,6 (µSv/h)/(Bq/g) bei Aufenthalt auf der Deponie (Sp. 6),
  - 0,2 (µSv/h)/(Bq/g) bei Aufenthalt auf ebener Fläche, unabgedeckt, mit 5 cm Kontaminationstiefe (Sp. 7).

Durch das Verhältnis 3:1 der Dosisfaktoren wird die für Bauschutt unterstellte Vermischung 1:2 überkompensiert.

- Für die Staubinhalation wird bei der Herleitung der Freigabewerte für Bauschutt gem. Anl. III Tab. 1 Sp. 6 StrlSchV vor allem die Bauschuttaufbereitung in die Modellierung einbezogen.

Das Brechen von größeren Brocken Bauschutt ist ein Prozess, der mit starker Staubeentwicklung einhergeht, die zwar durch teilweise Einkapselung der Brecheranlagen reduziert wird, für die aber dennoch der Ansatz abdeckender Werte (hier: max. erlaubte Arbeitsplatzkonzentrationen) notwendig ist. Daher wird eine Staubkonzentration von 5 mg/m<sup>3</sup> angesetzt und ferner sehr konservativ unterstellt, dass diese Staubkonzentration vollständig lungengängig ist. Im Gegensatz dazu wird die Staubkonzentration über einer Bodenfläche bei der Herleitung der Freigabewerte nach Anl. III Tab. 1 Sp. 7 StrlSchV realistisch angesetzt, da hier keine Prozesse stattfinden, die große Mengen Staub von der Bodenfläche freisetzen könnten. Mit einem Wert von 0,1 mg/m<sup>3</sup> lungengängigem Staub im Freien werden abdeckende reale Werte angewendet. Durch das Verhältnis der beiden Staubkonzentrationen von 50 werden die für Bauschutt unterstellte Vermischung und die Nichtausschöpfung der Freigabewerte von insgesamt 0,1 erheblich überkompensiert.

Hieraus lässt sich der Schluss ziehen, dass zumindest diejenigen Freigabewerte für Bauschutt gem. Anl. III Tab. 1 Sp. 6 StrlSchV, die durch die Szenarien der externen Bestrahlung oder der Inhalation bestimmt sind, auch für Bodenflächen ersatzweise für die Werte der Anl. III Tab. 1 Sp. 7 StrlSchV anwendbar wären. Dieser Ansatz würde allerdings nicht auf solche Radionuklide zutreffen, die durch Wasserpfade und Sekundäringestion bestimmt sind.

Dies wird durch die in der folgenden Tabelle 7.2 gezeigten Werte illustriert. Angegeben sind jeweils die Freigabewerte beider Spalten der Anl. III Tab. 1 StrlSchV sowie das jeweils führende Szenario. Bei Cs-137+ wird neben dem Freigabewert in Anl. III Tab. 1 Sp. 7 StrlSchV auch der Wert angegeben, der sich ergäbe, wenn das zweitrestriktivste Szenario der externen Bestrahlung führend wäre. Die Staubinhalation kann in diesen Vergleich nicht einbezogen werden, da dieser Pfad für kein Radionuklid bei der Herleitung der Freigabewerte nach Anl. III Tab. 1 Sp. 7 StrlSchV führend ist.

Tabelle 7.2: Vergleich der Freigabewerte in Anl. III Tab. 1 Sp. 6 und 7 StrlSchV für Radionuklide, die durch Szenarien der externen Bestrahlung bestimmt sind

Nuklid	FGW Sp. 6 [Bq/g]	begrenzendes Szen.	FGW Sp. 7 [Bq/g]	begrenzendes Szen.
Co-60	0,09	ext. Bestrahlung	0,03	ext. Bestrahlung
Cs-137+	0,4	ext. Bestrahlung	0,06 (0,13)	Ingestion Anbau (ext. Bestrahlung)
Eu-152+	0,2	ext. Bestrahlung	0,07	ext. Bestrahlung
Eu-154+	0,2	ext. Bestrahlung	0,06	ext. Bestrahlung

Der Vergleich der ausgewählten Radionuklide zeigt generell einen Faktor 3 zwischen den Freigabewerten der Sp. 6 und der Sp. 7 in Anl. III Tab. 1 StrlSchV. Dies ist konsistent zum oben durchgeführten Vergleich der Parameterwerte, wenn man berücksichtigt, dass im Modell für die Freigabewerte der Sp. 6 eine Verringerung des Aktivitätsgehalts auf 1:10, aber ein etwa 3-fach höherer Dosisfaktor für die externe Bestrahlung im Vergleich zum Modell für die Freigabewerte der Sp. 7 berücksichtigt wurde.

Im Unterschied dazu zeigt das Beispiel Sr-90+, dass der Grundwasserpfad im Modell zur Herleitung der Freigabewerte der Anl. III Tab. 1 Sp. 7 StrlSchV sehr restriktiv modelliert ist: Für Sr-90+ beträgt der Freigabewert nach Sp. 7 0,002 Bq/g, für Bauschutt nach Sp. 6 dagegen 0,6 Bq/g.

### 7.3 Anwendung der Wertesätze nach Anl. III Tab. 1 Sp. 6 und 7 StrlSchV

Auch ohne einen detaillierten Vergleich der Parameterwerte sind in den letzten Jahren verschiedene Diskussionen um die Anwendbarkeit der Werte nach Anl. III Tab. 1 Sp. 6 StrlSchV für größere Mengen an Bodenaushub geführt worden, auch innerhalb der ESK und der SSK und ihrer jeweiligen Ausschüsse<sup>2</sup>. Hierbei wurde als wesentliches Argument angeführt, dass die Herleitung der Freigabewerte für Bauschutt nicht die radioökologischen Pfade umfasst, die für Bodenflächen betrachtet wurden, wie in Abschnitt 7.2 beschrieben wurde.

Bei diesen Diskussionen wurde insgesamt Konsens dahingehend erzielt, dass die Werte der Anl. III Tab. 1 Sp. 6 StrlSchV in vollem Umfang für Bauschutt sowie zumindest für solchen Bodenaushub anwendbar sind, der bei Baumaßnahmen mit anfällt und beispielsweise am Bauschutt anhaftet oder bei der Freilegung von Fundamenten entfernt werden muss. Dies umfasst einen Massenbereich des Bodenaushubs von beispielsweise einigen Mg bis einigen 100 Mg, in jedem Fall aber weniger als benötigt wird, um einen ganzen landwirtschaftlichen Standort zu belegen. Die Werte nach Sp. 7 sind dagegen für beliebig große Flächen auch mehrerer Hektar Größe gedacht und dort in vollem Umfang gültig.

Allerdings sind auch andere Ansätze möglich, wie das Beispiel in [RÖL 12] zeigt. In diesem Vortrag wird die Vorgehensweise bei der Freigabe von Gebäuden und Böden mit einem komplexen Nuklidspektrum für verschiedene Standorte des VKTA (Dresden-Rossendorf) vorgestellt. Hierbei handelt es sich auch um Gebäude, die aufgrund ihrer Bauweise und langen Betriebszeit über Undichtigkeiten zu Kontamination im Boden geführt haben, so dass auch der Abtrag von Boden im Rahmen von Sanierungsmaßnahmen notwendig wurde. Die relevanten Radionuklide umfassen insbesondere Sr-90+, Cs-137+, Tc-99, Fe-55, Co-60, Eu-152, Eu-154, Ir-192, H-3 und C-14. Kurzgefasst erfolgt dort folgende Vorgehensweise:

- Für die Freigabe von Bodenflächen finden die Freigabewerte nach Anl. III Tab. 1 Sp. 7 StrlSchV Anwendung. Für die am Standort relevanten Radionuklide ist vor allem die landwirtschaftliche Nutzung des Standorts limitierend.
- Die Freigabewerte der Anl. III Tab. 1 Sp. 6 StrlSchV können angewendet werden, wenn bei der Ablagerung des Materials eine Überdeckung mit 30 bis 80 cm unbelastetem Mutterboden erfolgt.
- Abschließend sind Beweissicherungsmessungen durchzuführen.

Durch diese Vorgehensweise werden folgende Ziele erreicht:

- Für die Freigabe von Bodenaushub werden die für die relevanten Nuklide messtechnisch handhabbaren Freigabewerte nach Anl. III Tab. 1 Sp. 6 StrlSchV angewendet, und
- durch die Überdeckung mit anderem Bodenaushub wird das Auftreten derjenigen Expositionspfade vermieden, die die Freigabewerte der Anl. III Tab. 1 Sp. 7 StrlSchV so stark begrenzen.

Selbst wenn in der Zukunft eine intensive Durchmischung der oberen 1 bis 2 m Erdreich an den Stellen der Ablagerung des unter Anwendung der Freigabewerte nach Anl. III Tab. 1 Sp. 6 StrlSchV freigegebenen Bodenaushubs stattfinden sollte (z. B. bei weiteren Baumaßnahmen), so würde diese Durchmischung zu einer Verringerung der dann evtl. noch vorhandenen massenbezogenen Aktivität im Gesamtmaterial führen, die den Werten der Anl. III Tab. 1 Sp. 7 StrlSchV sehr nahekommt.

---

<sup>2)</sup> Da die Diskussionen und Beiträge zu Sitzungen der ESK und SSK sowie ihrer Ausschüsse der Vertraulichkeit unterliegen, kann an dieser Stelle nicht aus den jeweils relevanten Unterlagen zitiert werden.

#### 7.4 Ergebnis

Aus den Ausführungen zu den radiologischen Modellen in Abschnitt 7.2 sowie zur Anwendung der beiden Wertesätze nach Anl. III Tab. 1 Sp. 6 und 7 StrlSchV in Abschnitt 7.3 lassen sich folgende Schlüsse ziehen:

- In jedem Fall ist die Anwendung der Freigabewerte nach Anl. III Tab. 1 Sp. 6 StrlSchV für Bodenaushub im Massenbereich bis einige 100 Mg möglich, da diese Mengen nicht geeignet sind, einen neuen Standort herzustellen, an dem die radioökologischen Pfade im Sinne der AVV zu § 47 StrlSchV auftreten könnten. Durch diese Mengen sind Baumaßnahmen, bei denen der Bodenaushub parallel zum Bauschutt aus dem Gebäudeabriss anfällt, in vielen Fällen abgedeckt.
- Für Radionuklide, deren Freigabewerte über die externe Bestrahlung begrenzt sind, ist die Anwendung der Freigabewerte nach Anl. III Tab. 1 Sp. 6 StrlSchV für Bodenaushub auch für größere Mengen gerechtfertigt. Dies stellt für Nuklidvektoren aus Kernkraftwerken und Forschungsreaktoren eine Möglichkeit der Vereinfachung von Freigabeverfahren für Bodenaushub dar.
- Für Radionuklide, deren Freigabewerte durch Szenarien der Sekundäringestion (Grund- und Oberflächenwasserpfad, Anbau direkt im Erdreich) begrenzt sind, ist die Anwendung der Freigabewerte nach Anl. III Tab. 1 Sp. 7 StrlSchV notwendig. Eine Ausnahme bildet die in Abschnitt 7.3 dargestellte Überdeckung des abgelagerten Bodenaushubs mit einer Schicht Mutterboden anderer Herkunft, so dass ein direkter Pflanzenanbau im freigegebenen Bodenaushub nicht erfolgt.

Eine unmittelbare Vereinheitlichung oder Zusammenführung der Wertesätze nach Anl. III Tab. 1 Sp. 6 und 7 StrlSchV ist dagegen nicht möglich, ohne die Szenarien grundlegend zu ändern. Die Diskussion in Abschnitt 7.2 hat gezeigt, dass sich die Unterschiede der Freigabewerte durch die Modellannahmen sowie die gewählten Werte von Schlüsselparametern unmittelbar ergeben und keine Widersprüche darstellen. Allerdings können die Freigabewerte nach Anl. III Tab. 1 Sp. 7 StrlSchV nicht in einer solchen Weise verändert werden, dass sie ohne Verlust ihrer allgemeinen Gültigkeit als Werte der uneingeschränkten Freigabe auf die Werte der Anl. III Tab. 1 Sp. 6 StrlSchV angehoben werden könnten. Die behördlich genehmigte Überdeckung von abgelagertem Bodenaushub zwecks Ausschluss bestimmter Expositionspfade stellt an dieser Stelle die radiologisch vorteilhaftere und wesentlich pragmatischere Lösung dar.

## **8. EMPFEHLUNG ZUR VORGEHENSWEISE**

### **8.1 Uneingeschränkte Freigabe von Bauschutt und Bodenaushub und zweckgerichtete Freigabe von Gebäuden**

Die Diskussion in Abschnitt 5 hat gezeigt, dass sich für die überwiegende Anzahl der Radionuklide, für welche Freigabewerte in Anl. III Tab. 1 Sp. 6, 8 und 10 StrlSchV existieren, unmittelbar Kompatibilität zu den neuen Freigrenzen nach Anh. VII Tab. A Euratom-Grundnormen ergibt.

Für 43 Radionuklide ergibt sich diese Kompatibilität nicht unmittelbar, sondern über die folgenden zwei Argumentationsketten:

- Bei kerntechnischen Anlagen können diese Radionuklide in typischen Nuklidvektoren nur in geringen Anteilen vorliegen und sind dann über die Aktivität von Schlüsselnukliden wie Co-60 und Cs-137+ aktivitätsmäßig begrenzt. Für Cs-137+ selbst würde sich die Möglichkeit einer Inkompatibilität nur dann ergeben, wenn die Masse eines ganzen Kernkraftwerks in Form von Bauschutt und nicht an der stehenden Struktur freigegeben werden würde, was in Deutschland jedoch aufgrund des Vorrangs der Freigabe an der stehenden Struktur nicht möglich wäre.
- Beim nach § 7 StrlSchV genehmigtem Umgang können sie zwar alleine oder zumindest mit einem hohem Aktivitätsanteil in der Kontamination vorliegen, in diesen Fällen fällt jedoch nur eine vergleichsweise sehr geringe jährliche Masse an Bauschutt an, für die mit einer deutlichen Vermischung mit sonstigem Material beim Einbau im Bausektor gerechnet werden muss.

Es ergeben sich somit keine Widersprüche zwischen der Anwendung der Freigabewerte nach Anl. III Tab. 1 Sp. 6, 8 und 10 StrlSchV und den neuen Freigrenzen nach Anh. VII Tab. A der Euratom-Grundnormen. Eine Einschränkung bei der Anwendung der Freigabewerte nach Anl. III Tab. 1 Sp. 6, 8 und 10 StrlSchV ist daher auch zukünftig nicht erforderlich.

### **8.2 Freigabe von Bodenflächen**

Die Diskussion in Abschnitt 6 hat gezeigt, dass sich für die überwiegende Anzahl der Radionuklide, für welche Freigabewerte in Anl. III Tab. 1 Sp. 7 StrlSchV existieren, unmittelbar Kompatibilität zu den neuen Freigrenzen nach Anh. VII Tab. A Euratom-Grundnormen ergibt.

Für lediglich 3 Radionuklide ergibt sich diese Kompatibilität nicht unmittelbar. Die Betrachtung der ungerundeten Werte der Freigrenzen, wie sie im Safety Report 44 dargestellt sind, zeigt für zwei Radionuklide, dass nur eine scheinbare Inkompatibilität besteht, da die ungerundeten Werte der Freigrenzen gleich oder größer als die Freigabewerte sind. Für das verbleibende Radionuklid konnte die Kompatibilität dadurch gezeigt werden, dass seine Aktivität über die des Schlüsselnuklids Cs-137+ begrenzt ist.

Es ergeben sich somit keine Widersprüche zwischen der Anwendung der Freigabewerte nach Anl. III Tab. 1 Sp. 7 StrlSchV und den neuen Freigrenzen nach Anh. VII Tab. A der Euratom-Grundnormen. Eine Einschränkung bei der Anwendung der Freigabewerte nach Anl. III Tab. 1 Sp. 7 StrlSchV ist daher auch zukünftig nicht erforderlich.

### **8.3 Zusammenführung der Wertesätze nach Anl. III Tab. 1 Sp. 6 und 7 StrlSchV**

Die Darstellung in Abschnitt 7 hat ergeben, dass eine unmittelbare Zusammenführung der Freigabewerte von Anl. III Tab. 1 Sp. 6 und 7 StrlSchV für Bodenaushub auch sehr großer Mengen nicht

möglich ist, da die zugrunde liegenden radiologischen Modelle grundsätzliche Unterschiede aufweisen. Folgende Vorgehensweise steht im Einklang mit den radiologischen Modellen und der Einhaltung des Dosisrichtwerts 10  $\mu\text{Sv}$  im Kalenderjahr:

- Die Anwendung der Freigabewerte nach Anl. III Tab. 1 Sp. 6 StrlSchV für Bodenaushub im Massenbereich bis einige 100 Mg ist in jedem Fall möglich, da diese vergleichsweise geringen Mengen nicht geeignet sind, einen neuen Standort herzustellen, an dem die radioökologischen Pfade im Sinne der AVV zu § 47 StrlSchV auftreten könnten.
- Für Radionuklide, deren Freigabewerte über die externe Bestrahlung begrenzt sind, ist die Anwendung der Freigabewerte nach Anl. III Tab. 1 Sp. 6 StrlSchV für Bodenaushub auch für größere Mengen gerechtfertigt. Hierzu zählt insbesondere Co-60.
- Für Radionuklide, deren Freigabewerte durch Szenarien der Sekundäringestion (Grund- und Oberflächenwasserpfad, Anbau direkt im Erdreich) begrenzt sind, ist die Anwendung der Freigabewerte nach Anl. III Tab. 1 Sp. 7 StrlSchV notwendig. Eine Ausnahme bildet die Überdeckung des abgelagerten Bodenaushubs mit einer Schicht Mutterboden anderer Herkunft und entsprechender Mächtigkeit, so dass ein direkter Pflanzenanbau im freigegebenen Bodenaushub nicht erfolgt.

## 9. LITERATURVERZEICHNIS

- [BMU 12] BUNDESMINISTERIUM FÜR UMWELT, NATURSCHUTZ UND REAKTORSICHERHEIT  
Allgemeine Verwaltungsvorschrift zu § 47 der Strahlenschutzverordnung (Ermittlung der Strahlenexposition durch die Ableitung radioaktiver Stoffe aus Anlagen oder Einrichtungen) vom 28. August 2012, veröffentlicht am 5. September 2012 im BAnz AT 05.09.2012 B1
- [BOT 08] BOTHE, M.  
Empfehlungen zur Ermittlung der Repräsentativität von Nuklidvektoren bei Freigabemessungen  
Bericht zum BfS-Forschungsvorhaben StSch 4441, VKTA Rossendorf, Februar 2008  
Ber.-Nr. BfS-RESFOR-01/09
- [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
- [CHE 91] CHEN, S.Y.  
Calculation of effective dose-equivalent responses for external exposure from residual photon emitters in soil  
Health Physics Vol. 60 No. 3 (1991), S. 411-426
- [CRA 11] CRAMER, T.; THIERFELDT, S.  
Bewertung der Abklinglagerung von Großkomponenten aus dem Rückbau kerntechnischer Anlagen in Deutschland  
Teilbericht zum Forschungsvorhaben Nr. SR 0803350 des BfS von der Brenk Systemplanung GmbH im Auftrag der GRS, Sept. 2011
- [CRC 10] CRCNETBASE  
CRC Handbook of Chemistry and Physics. 90. Auflage. (Internet-Version: 2010)  
CRC Press/Taylor and Francis, Boca Raton, Florida (USA)
- [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, erstellt 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

- [DIN 13] DEUTSCHES INSTITUT FÜR NORMUNG  
Aktivitätsmessverfahren für die Freigabe von radioaktiven Stoffen und kerntechnischen Anlagenteilen — Teil 4: Kontaminierter und aktivierter Metallschrott  
DIN 25457-4, April 2013
- [DIN 14] DEUTSCHES INSTITUT FÜR NORMUNG  
Aktivitätsmessverfahren für die Freigabe von radioaktiven Stoffen und kerntechnischen Anlagenteilen - Teil 1: Grundlagen  
DIN 25457-1, Überarbeitung 2014
- [DIN 15] DEUTSCHES INSTITUT FÜR NORMUNG  
Aktivitätsmessverfahren für die Freigabe von radioaktiven Stoffen und kerntechnischen Anlagenteilen - Teil 6: Bauschutt und Gebäude  
DIN 25457-6, Veröffentlichung 2015 (im Druck)
- [EUR 00] EUROPÄISCHE KOMMISSION  
Recommended radiological protection criteria for the clearance of buildings and building rubble from the dismantling of nuclear installations  
Radiation Protection No. 113, Luxemburg, 2000, ISBN 92-828-9172-0
- [EUR 00B] EUROPÄISCHE KOMMISSION  
Definition of clearance levels for the release of radioactively contaminated buildings and building rubble, Final report, RP 114, Luxemburg, 2000, ISBN 92-828-9170-4
- [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 07] EUROPEAN COMMISSION  
A Review of Consumer Products Containing Radioactive Substances in the European Union; Radiation Protection 146; Luxembourg, April 2007
- [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
- [GRS 11] GESELLSCHAFT FÜR ANLAGEN- UND REAKTORSICHERHEIT (GRS) MBH  
Abfallspezifikation und Mengengerüst  
Bericht zum Arbeitspaket 3 der Vorläufigen Sicherheitsanalyse für den Standort Gorleben, Nr. GRS-278, ISBN 978-3-939355-54-2; Köln, September 2011

- [HEU 14] HEUBEN, M.; MOTZ, H.  
Schlacken aus der Metallurgie, Band 3 – Chancen für Wirtschaft und Umwelt  
TK Verlag, Neuruppin, 2014; ISBN 978-3-944310-17-6
- [IAE 98] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY (ED.)  
Clearance of materials resulting from the use of radionuclides in medicine, industry and re-  
search  
TECDOC 1000, Wien, 1998
- [IAE 04] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY  
Application of the Concepts of Exclusion, Exemption and Clearance, Safety Standards Se-  
ries 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
- [IAE 08] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY  
Cyclotron produced radionuclides: Principle and Practice. Technical Report Series No. 465,  
Vienna, 2008
- [IAE 09] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY  
Cyclotron produced radionuclides: Physical Characteristics and Production Methods. Tech-  
nical Report Series No. 468, Vienna, 2009
- [IAE 09A] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY  
Technetium-99m Radiopharmaceuticals: Status and Trends. IAEA Radioisotopes and Radio-  
pharmaceutical Series No. 1, Vienna, 2009
- [IAE 12] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY  
Cyclotron produced radionuclides: Operation and maintenance of gas and liquid targets.  
IAEA Radioisotopes and Radiopharmaceutical Series No. 4, Vienna, 2012
- [ICR 77] INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIOLOGICAL PROTECTION  
Recommendations of the International Commission on Radiological Protection ICRP Publi-  
cation 26, Oxford, 1977
- [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
- [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

- [KUB77] KUBOTA, M.; AMANO, H.  
Preparation of  $^{99}\text{Mo}$ ,  $^{132}\text{Te}$  isotopes and  $^{99\text{m}}\text{Tc}$ ,  $^{132}\text{I}$  generators  
Journal of Radioanalytical Chemistry, 1977, Volume 40, Issue 1-2, pp 41-49
- [LUN 12] LUNDGREN, K., LARSSON, A.  
Validation of activity determination codes and nuclide vectors by using results from processing of retired components and operational waste  
Studsvik AB, Schweden  
Paper for Workshop on "Radiological characterisation for Decommissioning" Studsvik, Sweden 17-19 April 2012
- [MEN 00] MENON, S.  
An Implementor's Views on Clearance Levels for Radioactivity Contaminated Material  
Vortrag auf der WM'00 Conference, February 27 – March 2, 2000, Tucson, AZ
- [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 04] U.S. NUCLEAR REGULATORY COMMISSION  
Radiological Assessments for Clearance of Materials from Nuclear Facilities  
Report NUREG-1640  
Office of Nuclear Regulatory Research, Wahington, 2004
- [PTB 10] PHYSIKALISCH-TECHNISCHE BUNDESANSTALT (PTB)  
Katalog - Aktivitätsnormale. 2010 [https://www.ptb.de/cms/fileadmin/internet/fachabteilungen/abteilung\\_6/6.1/6.11/katalog\\_de.pdf](https://www.ptb.de/cms/fileadmin/internet/fachabteilungen/abteilung_6/6.1/6.11/katalog_de.pdf)
- [RÖL 12] RÖLLER, B. (SMUL), JANSEN, S. (VKTA)  
Freigabe von Gebäuden und Boden bei umfangreichem Nuklidspektrum  
Vortrag auf dem 8. Expertentreffen Strahlenschutz, TÜV SÜD, 7.-9. März 2012, Bamberg
- [ROT 11] ROTOP PHARMAKA GMBH  
Gebrauchsinformation und Fachinformation für Pertector, Radionuklidgenerator 2,3 – 57,1 GBq, Zulassung von 2011  
<http://www.rotop-pharmaka.de/unsere-produkte/99mo99mtc-generator/> (abgerufen Jan. 2015); Rossendorf
- [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

- [THI 99] THIERFELDT, S.; NÜSSER, A.; DECKERT, A.; SCHRAMKE, M.; NEUHAUS, I.  
Stillegung 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.; KUNZ, R.  
Freigabewerte für Ca-41 für die Freigabe von Bauschutt und Gebäuden  
Endbericht erstellt im Auftrag der E.ON Kernkraft GmbH; Brenk Systemplanung, Aachen, September 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
- [THI 15] THIERFELDT, S.; KUNZ, R.; NITZSCHE, O.  
Überarbeitung der Strahlenschutzverordnung bzgl. der Freigrenzen von radioaktiven Stoffen zur Umsetzung der neuen EURATOM-Grundnormen in deutsches Recht  
Bericht zu AP1/AP2 des Forschungsvorhabens 3614S70051 erstellt im Auftrag Bundesamtes für Strahlenschutz Neuherrberg; Brenk Systemplanung, Aachen, August 2015



**A. ANHANG: BEISPIEL FÜR ABBRANDRECHNUNGEN**

Tabelle A.1 zeigt beispielhaft die Zusammensetzung der alphastrahlenden Nuklide in einem Uran-Brennelement mit 2,55 %-iger Anreicherung mit einem Abbrand von 25 GWd/Mg und verschiedenen Abklingzeiten nach der Entladung. Angegeben sind die Gesamtaktivitäten der einzelnen Nuklide im Brennelement. Aus der Darstellung in dieser Tabelle kann die Relevanz von alphastrahlenden Radionukliden in der typischen Kontamination in kerntechnischen Anlagen entnommen werden. Am-241 bildet das aktivitätsmäßig führende Radionuklid. Beispielsweise weist Pa-231 nach 30 a Zerfall eine um 8 Größenordnungen geringere Aktivität auf. Die Verhältnisse ändern sich nicht bei anderen Anreicherungen bis 3,3 % und höheren Abbränden bis 50 GWd/Mg.

Tabelle A.1: Aktivitäten der alphastrahlenden Nuklide in Bq in einem BE mit 25 GWd/Mg Abbrand und verschiedenen Abklingzeiten (BE = Brennelement)

Nuklid	Aktivität in Bq pro BE für ...				
	frisches BE	BE bei Entladg.	BE nach 1 a	BE nach 10 a	BE nach 30 a
Th-230	0,00E+00	1,08E+06	1,39E+06	4,30E+06	1,12E+07
Th-232	0,00E+00	7,12E-01	1,05E+00	4,13E+00	1,10E+01
Pa-231	0,00E+00	5,21E+05	5,36E+05	6,54E+05	9,15E+05
U-232	0,00E+00	2,65E+08	3,75E+08	6,88E+08	6,07E+08
U-233	0,00E+00	3,88E+05	4,22E+05	7,37E+05	1,45E+06
U-234	5,34E+10	3,57E+10	3,58E+10	3,73E+10	4,04E+10
U-235	2,01E+09	6,27E+08	6,27E+08	6,27E+08	6,27E+08
U-236	0,00E+00	7,03E+09	7,03E+09	7,04E+09	7,05E+09
U-237	0,00E+00	1,57E+16	9,94E+10	6,45E+10	2,46E+10
U-238	1,20E+10	1,18E+10	1,18E+10	1,18E+10	1,18E+10
U-239	0,00E+00	4,87E+17	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00
Np-236	0,00E+00	1,30E+05	1,30E+05	1,30E+05	1,30E+05
Np-237	0,00E+00	7,86E+09	8,00E+09	8,11E+09	8,69E+09
Np-238	0,00E+00	5,62E+15	1,48E+09	1,42E+09	1,29E+09
Np-239	0,00E+00	4,95E+17	4,00E+11	4,00E+11	3,99E+11
Np-240	0,00E+00	3,77E+14	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00
Pu-236	0,00E+00	1,34E+10	1,06E+10	1,18E+09	9,16E+06
Pu-238	0,00E+00	5,34E+13	5,89E+13	5,63E+13	4,81E+13
Pu-239	0,00E+00	1,12E+13	1,13E+13	1,13E+13	1,13E+13
Pu-240	0,00E+00	1,64E+13	1,64E+13	1,64E+13	1,65E+13
Pu-241	0,00E+00	4,37E+15	4,17E+15	2,70E+15	1,03E+15
Pu-242	0,00E+00	4,82E+10	4,82E+10	4,82E+10	4,82E+10
Pu-243	0,00E+00	6,07E+15	9,60E+02	9,60E+02	9,60E+02
Pu-244	0,00E+00	6,83E+03	6,83E+03	6,83E+03	6,83E+03

Nuklid	Aktivität in Bq pro BE für ...				
	frisches BE	BE bei Entladg.	BE nach 1 a	BE nach 10 a	BE nach 30 a
Am-241	0,00E+00	4,88E+12	1,16E+13	5,88E+13	1,10E+14
Am-242m	0,00E+00	3,01E+11	3,00E+11	2,88E+11	2,63E+11
Am-242	0,00E+00	2,42E+15	2,94E+11	2,82E+11	2,58E+11
Am-243	0,00E+00	3,99E+11	3,99E+11	3,99E+11	3,98E+11
Am-244m	0,00E+00	1,48E+15	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00
Am-244	0,00E+00	7,75E+13	0,00E+00	0,00E+00	0,00E+00
Cm-242	0,00E+00	1,39E+15	2,97E+14	2,32E+11	2,12E+11
Cm-243	0,00E+00	5,34E+11	5,21E+11	4,18E+11	2,57E+11
Cm-244	0,00E+00	3,71E+13	3,57E+13	2,53E+13	1,18E+13
Cm-245	0,00E+00	2,48E+09	2,47E+09	2,47E+09	2,47E+09
Cm-246	0,00E+00	4,32E+08	4,32E+08	4,31E+08	4,30E+08
Cm-247	0,00E+00	9,37E+02	9,37E+02	9,37E+02	9,37E+02

**B. ANHANG: AUSWIRKUNGEN DER UNTERSCHIEDLICHEN SÄTZE VON TOCHTERNUKLIDEN, DIE BEI DER HERLEITUNG VON FREIGABEWERTEN UND FREIGRENZEN EINBEZOGEN WURDEN**

**B.1 Gegenstand des Vergleichs**

In diesem Anhang wird untersucht, welche Auswirkungen auf die jeweils hergeleiteten Freigabewerte sich durch die unterschiedliche Einbeziehung von Tochternukliden ergeben. Hierbei werden folgende Sätze von Freigabewerten berücksichtigt:

- die Tochternuklide in Anl. III Tab. 2 StrlSchV,
- die Untersuchung RS-G-1.7/SR 44 als Basis für die neuen Freigabewerte und Freigrenzen in den Euratom-Grundnormen,
- die Untersuchung RP 113/114 als Basis für die massenbezogenen Freigabewerte für Bau-schutt und flächenbezogene Freigabewerte für Gebäude,
- die Umsetzung von RP 113/114 in der deutschen StrlSchV in Form der Freigabewerte nach Anl. III Tab. 1 Sp. 10a6, 8, und 10 StrlSchV (hierzu wurde in [THI 00] die vollständige Nuklidliste einbezogen, wobei auch die Einbeziehung von Tochternukliden entsprechend ausge-dehnt wurde).

Diese Gegenüberstellung vergleicht diejenigen Radionuklide, die bereits vollständig in der Betrachtung des Mutternuklids enthalten sind, wie beispielsweise das kurzlebige Y-90 im Mutternuklid Sr-90, sowie auch jene Radionuklide, bei denen die Tochternuklide vollständig berücksichtigt wurden, jedoch kein radioaktives Gleichgewicht vorliegt, wie beispielsweise Mo-101 mit dem Tochternuklid Tc-101 ( $T_{1/2} = 14$  min für beide Nuklide). Der Beitrag der Tochternuklide ist auch im zweiten Fall vollständig berücksichtigt, sie sind in RP 113 allerdings natürlich nicht in der Liste der Radionuklide im radioaktiven Gleichgewicht aufgeführt, da ja ein solches nicht besteht. Die betreffende Gegenüberstellung zeigt Tabelle B.1. Hierbei ist zu beachten, dass Anl. III StrlSchV und RS-G-1.7/SR 44 alle potentiell für die Freigabe relevanten Radionuklide einbeziehen, während die Untersuchung RP 113 bzw. RP 114 sich nur auf längerlebige, in der Kontamination und Aktivierung von Beton bezieht und daher nur eine Untermenge an Radionukliden betrachtet.

Da allerdings die Einbeziehung oder Weglassung eines Tochternuklides noch nichts unmittelbar über die Relevanz für die Berechnung von Freigabewerten sagt, muss jeweils noch der prozentuale Beitrag der Tochternuklide zur Berechnung der Freigabewerte berücksichtigt werden. Dies ist sehr stark vom betrachteten Expositionspfad abhängig, insbesondere zwischen den Beiträgen zu den Dosisfaktoren für die externe Bestrahlung einerseits und den Beiträgen zu den Dosisfaktoren für Ingestion und Inhalation andererseits. Diese Informationen können wegen der Komplexität nicht gleichzeitig mit dem Vergleich der Tochternukliden in Tabelle B.1 wiedergegeben werden. Daher wird in den folgenden Abschnitten in Tabelle B.2 bis Tabelle B.4 der jeweilige prozentuale Beitrag aller Tochternuklide zu den verschiedenen Dosiskoeffizienten dargestellt. Die in Tabelle B.1 identifizierten Unterschiede sind daher immer in Kombination mit den Daten von Tabelle B.2, Tabelle B.3 oder Tabelle B.4 zu interpretieren. Die Ergebnisse sind in Abschnitt B.5 dargestellt.

**B.2 Gegenüberstellung der mit dem Mutternuklid vollständig abgedeckten Tochternuklide in SR 44, RP 89 und Anl. III Tab. 2 StrlSchV**

Die Gegenüberstellung der in den Untersuchungen SR 44 (Table 1, S. 11), RP 89 (Table 6-1, S. 13) und Anl. III Tab. 2 StrlSchV jeweils einbezogenen Tochternuklide zeigt Tabelle B.1. 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 den Spalten für SR 44 und RP 89 angegeben, dass das betreffende Mutternuklid nicht in der Liste derjenigen Nuklide enthalten ist, für die Freigabewerte hergeleitet wurden.
- Mit „keine“ wird in allen Spalten 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. Dies ist der Fall, wenn kein radioaktives Gleichgewicht vorliegen kann.
- Explizit angegeben werden Tochternuklide, wenn sie im radioaktiven Gleichgewicht mit dem Mutternuklid vorliegen.
- 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.

In der Spalte „Anl. III Tab. 2 StrlSchV“ wird zudem bei einigen wenigen Radionukliden auf Schreibfehler in der Tabelle hingewiesen.

Tabelle B.1: Vergleich der Sätze von Tochternukliden in Anl. III Tab. 2 StrlSchV, RP 113/114 und [THI 00]

Muttern.	Anl. III Tab. 2 StrlSchV	SR 44 (Table 1, S. 11)	RP 113/114	Anl. III Tab. 1 Sp. 6/8/10 StrlSchV
Mg-28	Al-28	nicht enthalten	nicht enthalten	nicht enthalten
Ca-47	Sc-47	TN einbezogen	TN einbezogen	Sc-47
Ti-44	Sc-44	nicht enthalten	nicht enthalten	nicht enthalten
Fe-52m	TN einbezogen	Mn-52m	TN einbezogen	Mn-52m
Fe-60	Co-60m	nicht enthalten	nicht enthalten	nicht enthalten
Zn-69m	Zn-69	Zn-69	TN einbezogen	Zn-69
Ge-68m	Ga-68	nicht enthalten	nicht enthalten	nicht enthalten
Rb-83	Kr-83m	nicht enthalten	nicht enthalten	nicht enthalten
Sr-82	Rb-82	nicht enthalten	nicht enthalten	nicht enthalten
Sr-90	Y-90	Y-90	Y-90	Y-90

Muttern.	Anl. III Tab. 2 StrlSchV	SR 44 (Table 1, S. 11)	RP 113/114	Anl. III Tab. 1 Sp. 6/8/10 StrlSchV
Sr-91	TN einbezogen	Y-91m	nicht enthalten	TN einbezogen
Y-87	Sr-87m	nicht enthalten	nicht enthalten	nicht enthalten
Zr-93	Nb-83m	TN einbezogen	TN einbezogen	Nb-83m
Zr-95	TN einbezogen	Nb-95, Nb-95m	Nb-95, Nb-95m	Nb-95, Nb-95m
Zr-97	Nb-97, Nb-97m	Nb-97, Nb-97m	TN einbezogen	Nb-97, Nb-97m
Nb-97	keine	Nb-97m	nicht enthalten	keine
Mo-99	TN einbezogen	Tc-99m	nicht enthalten	TN einbezogen
Mo-101	Tc-101 (in Tab. fehlerhaft: Tc-100)	Tc-101	TN einbezogen	Tc-101
Tc-95m	Tc-95	nicht enthalten	nicht enthalten	nicht enthalten
Ru-103	Rh-103m (in Tab. fehlerhaft: Rh-102m)	Rh-103m	TN einbezogen	Rh-103m
Ru-105	keine	Rh-105m	nicht enthalten	keine
Ru-106	Rh-106	Rh-106	Rh-106	Rh-106
Pd-103	Rh-103m (in Tab. fehlerhaft: Rh-106)	Rh-103m	Rh-103m	Rh-103m
Pd-109	TN einbezogen	Ag-109m	TN einbezogen	Ag-109m
Ag-108m	Ag-108	Ag-108	Ag-108	Ag-108
Ag-110m	Ag-110	Ag-110	Ag-110	Ag-110
Cd-109	Ag-109m	Ag-109m	Ag-109m	Ag-109m
Cd-113m	keine	In-113, Cd-113	nicht enthalten	nicht enthalten
Cd-115	In-115m	In-115m	TN einbezogen	In-115m
In-114m	In-114	In-114	TN einbezogen	In-114
Sn-113	In-113m	In-113m	In-113m	In-113m
Sn-121m	Sn-121	Sn-121	nicht enthalten	nicht enthalten
Sn-126	Sb-126m	nicht enthalten	nicht enthalten	nicht enthalten
Sb-125	Te-125m	Te-125m	Te-125m	Te-125m
Te-127m	Te-127	Te-127	Te-127	Te-127
Te-129m	Te-129	Te-129	TN einbezogen	Te-129
Te-131m	Te-131	Te-131	TN einbezogen	Te-131
Te-132	TN einbezogen	I-132	TN einbezogen	I-132
Te-133m	Te-133	TN einbezogen	TN einbezogen	Te-133
I-133	Xe-133, Xe-133m	TN einbezogen	TN einbezogen	Xe-133, Xe-133m
I-135	Xe-135, Xe-135m	TN einbezogen	TN einbezogen	Xe-135, Xe-135m
Xe-122	I-122	nicht enthalten	nicht enthalten	nicht enthalten
Cs-137	Ba-137m	Ba-137m	Ba-137m	Ba-137m
Ba-131	Cs-131	TN einbezogen	TN einbezogen	Cs-131
Ba-140	La-140	TN einbezogen	TN einbezogen	La-140
Ce-143	TN einbezogen	keine	nicht enthalten	Pr-143
Ce-144	Pr-144, Pr-144m	Pr-144, Pr-144m	Pr-144, Pr-144m	Pr-144, Pr-144m

Muttern.	Anl. III Tab. 2 StrlSchV	SR 44 (Table 1, S. 11)	RP 113/114	Anl. III Tab. 1 Sp. 6/8/10 StrlSchV
Pm-146	keine	Sm-146	nicht enthalten	nicht enthalten
Pm-148m	Pm-148	nicht enthalten	nicht enthalten	nicht enthalten
Gd-146	Eu-146	nicht enthalten	nicht enthalten	nicht enthalten
Dy-166	Ho-166	TN einbezogen	TN einbezogen	Ho-166
Hf-172	Lu-172	nicht enthalten	nicht enthalten	nicht enthalten
W-178	Ta-178	nicht enthalten	nicht enthalten	nicht enthalten
W-188	Re-188	nicht enthalten	nicht enthalten	nicht enthalten
Re-186	TN einbezogen	TN einbezogen	TN einbezogen	TN einbezogen
Re-189	Os-189m	nicht enthalten	nicht enthalten	nicht enthalten
Os-194	Ir-194	nicht enthalten	nicht enthalten	nicht enthalten
Ir-189	Os-189m	nicht enthalten	nicht enthalten	nicht enthalten
Ir-190	Os-190m	TN einbezogen	TN einbezogen	Os-190m
Pt-188	Ir-188	nicht enthalten	nicht enthalten	nicht enthalten
Hg-194	Au-194	nicht enthalten	nicht enthalten	nicht enthalten
Hg-195m	Hg-195	nicht enthalten	nicht enthalten	nicht enthalten
Pb-210	Bi-210	kein „künstliches“ RN	Bi-210	s. Pb-210++
Pb-210++	Bi-210, Po-210	kein „künstliches“ RN	s. Pb-210	Bi-210, Po-210
Pb-212	Bi-212, Tl-208, Po-212	kein „künstliches“ RN	TN einbezogen	Bi-212, Tl-208, Po-212
Bi-210	TN einbezogen	kein „künstliches“ RN	nicht enthalten	Po-210
Bi-212	Tl-208, Po-212	kein „künstliches“ RN	TN einbezogen	Tl-208, Po-212
Rn-220	Po-216	kein „künstliches“ RN	nicht enthalten	Po-216
Rn-222	Po-218, Pb-214, Bi-214, Po-214	kein „künstliches“ RN	nicht enthalten	Po-218, Pb-214, Bi-214, Po-214
Ra-223	Rn-219, Po-215, Pb-211, Bi-211, Tl-207, Po-211	nicht enthalten	TN einbezogen	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	TN einbezogen	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	Rn-222, Po-218, Pb-214, Bi-214, Po-214	s. Ra-226++
Ra-226++	Rn-222, Po-218, Pb-214, Bi-214, Pb-210, Bi-210, Po-210, Po-214	kein „künstliches“ RN	s. Ra-226	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	Ac-228, Th-228, Ra-224, Rn-220, Po-216, Pb-212, Bi-212, Tl-208, Po-212
Ac-225	Fr-221, At-217, Bi-213, Po-213, Tl-209, Pb-209	nicht enthalten	nicht enthalten	nicht enthalten

Muttern.	Anl. III Tab. 2 StrlSchV	SR 44 (Table 1, S. 11)	RP 113/114	Anl. III Tab. 1 Sp. 6/8/10 StrlSchV
Ac-227	Fr-223	nicht enthalten	s. Ac-227++	s. Ac-227++
Ac-227++	Fr-223, Th-227, Ra-223, Rn-219, Po-215, Pb-211, Bi-211, Tl-207, Po-211	nicht enthalten	TN einbezogen	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	TN einbezogen	Ra-222, Rn-218, Po-214
Th-227	TN einbezogen	kein „künstliches“ RN	nicht enthalten	Ra-223, Rn-219, Po-215, Pb-211, Bi-211, Tl-207, Po-211
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	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	Ra-225, Ac-225, Fr-221, At-217, Bi-213, Tl-209, Po-213, Pb-209
Th-230	TN einbezogen	kein „künstliches“ RN	nicht enthalten	Ra-226, Rn-222, Po-218, Pb-214, Bi-214, Po-214, Pb-210, Bi-210, Po-210
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	nicht enthalten	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	nicht enthalten	Pa-234m, Pa-234
U-230	Th-226, Ra-222, Rn-218, Po-214	TN einbezogen	nicht enthalten	Th-226, Ra-222, Rn-218, Po-214
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)	nicht enthalten	Th-228, Ra-224, Rn-220, Po-216, Pb-212, Bi-212, Tl-208, Po-212
U-235	Th-231	kein „künstliches“ RN	Th-231	Th-231
U-238	Th-234, Pa-234m, Pa-234	kein „künstliches“ RN	Th-234, Pa-234m, Pa-234	Th-234, Pa-234m, Pa-234
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 enthalten	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
U-239	TN einbezogen	nicht enthalten	nicht enthalten	Np-239
U-240	Np-240, Np-240m	Np-240, Np-240m	nicht enthalten	Np-240, Np-240m
Np-237	Pa-233	Pa-233	Pa-233	Pa-233















Nuklid (Anteil am Dosiskoeffizienten für Inhalation)												
M.	Tochternuclide											
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%					
Th-232 35,3%	Ra-228 3,7%	Ac-228 <0,1%	Th-228 56,5%	Ra-224 4,2%	Rn-220 <0,1%	Po-216 <0,1%	Pb-212 0,2%	Bi-212 <0,1%	Po-212 <0,1%	Tl-208 <0,1%		
U-232 16,6%	Th-228 77,2%	Ra-224 5,8%	Rn-220 <0,1%	Po-216 <0,1%	Pb-212 0,3%	Bi-212 <0,1%	Po-212 <0,1%	Tl-208 <0,1%				
Th-234 100,0%	Pa-234m <0,1%	Pa-234 <0,1%										
U-235 73,0%	Th-231 <0,1%	Pa-231 6,9%	Ac-227 19,4%	Fr-223 <0,1%	Th-227 0,4%	Ra-223 0,3%	Rn-219 <0,1%	Po-215 <0,1%	Pb-211 <0,1%	Bi-211 <0,1%	Po-211 <0,1%	Tl-207 <0,1%
Np-237 99,9%	Pa-233 <0,1%	U-233 <0,1%										
U-238 99,7%	Th-234 0,3%	Pa-234m <0,1%	Pa-234 <0,1%	U-234 <0,1%								
U-240 100,0%	Np-240m <0,1%	Np-240 <0,1%										
Am-242m 64,5%	Am-242 <0,1%	Cm-242 7,3%	Np-238 <0,1%	Pu-238 28,1%	U-234 <0,1%							





Nuklid (Anteil am Dosiskoeffizienten für Ingestion)												
Mutter	Töchter											
Te-132 93,6%	I-132 6,4%											
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%	



## **B.5 Ergebnis des Vergleichs**

Die Gegenüberstellung der Daten in Tabelle B.1 zeigt für die allermeisten Radionuklide keine Konflikte. In diesen Fällen, die in Tabelle B.1 ohne farbliche Hervorhebung stehen, besteht zwischen den genannten Untersuchungen kein Widerspruch.

Einträge mit farblichen Hervorhebungen bestehen in Tabelle B.1 für folgende Radionuklide:

- Nb-97: Der Eintrag bei SR 44 für Nb-97m als Tochternuklid von Nb-97 ist nicht korrekt. Nb-97 verfügt über keine Tochternuklide, es liegt nur ein scheinbarer Konflikt vor.
- Ru-105: Die Tochternuklide Rh-105m und Rh-105 tragen zusammen weniger als 2 % zur externen Bestrahlung und ca. 16 % zu Ingestion und Inhalation bei. Aufgrund der kurzen Halbwertszeit von 4,4 h ist Ru-105 für die Freigabe von Bauschutt ohnehin von untergeordneter Bedeutung. In den Freigabewerten führt die unterschiedliche Behandlung der Tochternuklide Rh-105m und Rh-105 daher nicht zu einem Konflikt.
- Cd-113m: Die in SR 44 angeführten Tochternuklide In-113 und Cd-113 sind stabil bzw. haben eine Halbwertszeit von ca.  $10^{16}$  a (!). Sie leisten daher keinen Beitrag zu den Dosiskoeffizienten. Es besteht daher kein Konflikt.
- Pm-146: Das Tochternuklid Sm-146 trägt aufgrund seiner sehr langen Halbwertszeit von  $10^6$  a nichts zur Dosis bei, da die Halbwertszeit von Pm-146 bei nur 5,5 a liegt.

Aus diesem Vergleich ergibt sich kein Anpassungsbedarf für Anl. III Tab. 2 StrlSchV, ebenso keine Notwendigkeit einer Anpassung der Berechnung der Freigabewerte nach Anl. III Tab. 1 Sp. 6, 8 oder 10 StrlSchV.



# | Verantwortung für Mensch und Umwelt |

**Kontakt:**

Bundesamt für Strahlenschutz

Postfach 10 01 49

38201 Salzgitter

Telefon: + 49 30 18333 - 0

Telefax: + 49 30 18333 - 1885

Internet: [www.bfs.de](http://www.bfs.de)

E-Mail: [ePost@bfs.de](mailto:ePost@bfs.de)

Gedruckt auf Recyclingpapier aus 100 % Altpapier.



Bundesamt für Strahlenschutz