

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 2: Bericht zu AP1

Auftragnehmer:
Brenk Systemplanung GmbH (BS)

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

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

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

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

BfS-RESFOR-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 AP1 (Endfassung)**

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

31.05.2016

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

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

ERSTELLUNG, PRÜFUNG UND FREIGABE

erstellt	geprüft	freigegeben
Projektleiter	Geschäftsbereichsleiter	Geschäftsführung

Zusammenfassung

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

Der Bericht enthält zunächst eine Beschreibung des radiologischen Modells, auf dessen Basis die Freigabewerte der Anl. III Tab. 1 Sp. 10a StrlSchV hergeleitet wurden (vgl. die Empfehlung RP 89 der Europäischen Kommission) und die Beschreibung der Regelungen für die Freigabe von metallischen Reststoffen in der StrlSchV. Hieraus werden insbesondere die Konservativitäten deutlich, die bei der Herleitung der Freigabewerte und bei deren Anwendung wesentlich sind.

Daran anschließend wird untersucht, ob die Freigabe von metallischem Material unter Anwendung der Freigabewerte nach Anl. III Tab. 1 Sp. 10a StrlSchV in der Praxis dazu führen könnte, dass in den Produkten, die sich durch den Einschmelzprozess ergeben, die neuen Freigrenzen gem. Anh. VII Tab. A Euratom-Grundnormen überschritten werden könnten. Dieser Vergleich erfolgt nuklidweise nach dem anschließend beschriebenen mehrstufigen Verfahren. Konsistenz der Wertesätze für ein Nuklid besteht, wenn davon ausgegangen werden kann, dass in einem Stoff unter Berücksichtigung realer technischer und physikalischer Prozesse die aus dem Vorgang der Freigabe und den nachfolgenden Bearbeitungsschritten resultierende Aktivität die Werte der neuen Freigrenzen nicht überschreitet. Hierzu erfolgt ein Vergleich in mehreren Stufen:

- In der ersten Stufe des Vergleichs werden die Wertesätze unmittelbar miteinander verglichen. Da es sich bei den Freigabewerten nach Anl. III Tab. 1 Sp. 10a StrlSchV um solche für die zweckgerichtete Freigabe handelt, die für wesentlich weniger restriktive Expositionsumstände als die Freigabewerte für die uneingeschränkte Freigabe hergeleitet wurden, ergibt sich bei diesem Vergleich, dass die Freigabewerte nach Anl. III Tab. 1 Sp. 10a StrlSchV die neuen Freigrenzen in den meisten Fällen überschreiten. Beispiel hierfür ist Co-60 mit einem Freigabewert nach Anl. III Tab. 1 Sp. 10a StrlSchV von 0,6 Bq/g und einer neuen Freigrenze von 0,1 Bq/g.
- Für diejenigen Radionuklide, für die die Werte nach Anl. III Tab. 1 Sp. 10a StrlSchV die neuen Freigrenzen überschreiten, wird berücksichtigt, dass es im Rahmen der Freigabe von metallischem Material zum Einschmelzen gem. Anl. IV Teil G Nr. 3 StrlSchV zwingend erforderlich ist, ein Mischungsverhältnis von 1:10 einzuhalten. In der zweiten Stufe des Vergleichs wird daher die Aktivitätsreduktion um den Faktor 10 berücksichtigt. Die durch das Einschmelzen erfolgende Partitionierung der Radionuklide zwischen Produktmetall, Schlacke und Filterstäuben wurde bereits vollständig im Regelwerk, das den Freigabewerten bzw. Freigrenzen in Anh. VII Tab. A Euratom-Grundnormen zugrunde liegt, berücksichtigt. Die Schlacke und Filterstäube werden daher nicht separat betrachtet.
- Für diejenigen Radionuklide, für die auch im zweiten Schritt keine Konsistenz mit den neuen Freigrenzen nachgewiesen werden konnte, wird im dritten Schritt je nach Herkunft unterschiedlich vorgegangen:
 - Material aus kerntechnischen Anlagen kann in relativ großen Mengen vorliegen und ist daher beim Einschmelzvorgang relevant. Für Material aus kerntechnischen Anlagen liegen jedoch immer ein oder mehrere Nuklidvektoren vor, die die Aktivität

schwer messbarer und/oder radiologisch weniger relevanter Nuklide mit der Aktivität sog. Schlüsselnuklide verknüpfen. Die Ausschöpfung der nuklidspezifisch angegebenen Freigabewerte nach Anl. III Tab. 1 Sp. 10a StrlSchV wird daher durch die Schlüsselnuklide bestimmt, eine vollständige Ausschöpfung der Freigabewerte für die korrelierten Nuklide ist nicht möglich. (Beispiel: Ein Nuklidvektor von 50 % Co-60 und 50 % Ni-63 führt automatisch dazu, dass der hohe Freigabewert von Ni-63 von 10.000 Bq/g nie ausgeschöpft werden kann, da der weitaus niedrigere Freigabewert von Co-60 von 0,6 Bq/g führend ist; bei der Freigabe weisen beide Nuklide max. jeweils eine Aktivität von 0,6 Bq/g auf).

- Für Material aus nach § 7 StrlSchV genehmigtem Umgang kann nicht unbedingt vom Vorliegen von Nuklidvektoren ausgegangen werden. In diesem Fall erfolgt die separate Betrachtung der in diesem Schritt noch verbliebenen Nuklide hinsichtlich ihrer Anwendung und der dabei relevanten Aktivitätsmengen.
- Weitere Einflüsse wie die Unmöglichkeit der vollständigen Ausschöpfung von Freigabewerten aufgrund der Kalibrierung von Messverfahren bei der Freigabe und anderer Faktoren werden diskutiert, jedoch für den Vergleich nicht herangezogen.

Diese mehrstufige Vorgehensweise wird auf alle Radionuklide, für die Freigabewerte in Anl. III Tab. 1 Sp. 10a StrlSchV vorliegen, angewendet. In diesem Zusammenhang werden ergänzend Freigabewerte für die Nuklide Si-32 und Hg-203 berechnet. In den Vergleich einbezogen werden die Freigabewerte von insgesamt 285 Nukliden.

1. Für ca. 50 Nuklide liegt bereits der Freigabewert nach Anl. III Tab. 1 Sp. 10a StrlSchV niedriger als die zugehörige neue Freigrenze. Dies erklärt sich aus Details der radiologischen Modelle sowie insbesondere aus der bei den neuen Freigrenzen erfolgten Rundung auf Zehnerpotenzen. Für insgesamt mehr als die Hälfte der Nuklide ist der Freigabewert kleiner oder gleich der neuen Freigrenze, so dass Konsistenz zu den neuen Freigrenzen besteht.
2. Für die überwiegende Anzahl der verbleibenden Nuklide liegt der Freigabewert nach Anl. III Tab. 1 Sp. 10a StrlSchV bei Division durch 10, entsprechend des in Anl. IV Teil G StrlSchV geforderten minimalen Vermischung beim Einschmelzen, niedriger als die zugehörige neue Freigrenze, so dass Konsistenz zu den neuen Freigrenzen besteht.
3. Die restlichen lediglich 23 Nuklide werden einer detaillierten Betrachtung unterzogen. Unter diesen Nukliden finden sich keine, die in Nuklidvektoren als Schlüsselnuklide dienen. Hierbei ergibt sich, dass durch Begrenzung der Aktivität in Nuklidvektoren durch Schlüsselnuklide sowie aufgrund der geringen involvierten Massen freizugebender Metalle beim nach § 7 StrlSchV genehmigten Umgang die Aktivität in den Produkten so stark begrenzt ist, dass Konsistenz zu den neuen Freigrenzen besteht.

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

Die jeweils zum Mutternuklid einbezogenen Tochternuklide sind zwischen den Wertesätzen der Anl. III Tab. 1 Sp. 10a StrlSchV und der RS-G-1.7 nicht vollständig deckungsgleich. Dies hat bei der praktischen Ableitung von Freigabewerten bzw. bei deren Anwendung jedoch keine nennenswerten Auswirkungen, wie im Bericht im Detail diskutiert wird. Es ergibt sich daher kein Anpassungsbedarf für Anl. III Tab. 2 StrlSchV, ebenso keine Notwendigkeit einer Anpassung der Berechnung der Freigabewerte nach Anl. III Tab. 1 Sp. 10a StrlSchV.

Inhaltsverzeichnis:

Seite:

1.	Einleitung	1
2.	Zielstellung von AP1 des Vorhabens.....	2
2.1	Hintergrund.....	2
2.2	Beschreibung der Vorgehensweise für die Freigabe metallischer Reststoffe zum Einschmelzen	2
2.3	Umsetzung im vorliegenden Bericht	3
3.	Radiologisches Modell für Freigabe nach Anl. III Tab. 1 Sp. 10a StrlSchV	5
3.1	Grundlagen	5
3.2	Überblick zum radiologischen Modell für die Freigabewerte für Metallschrott zum Einschmelzen	5
3.2.1	Szenarienübersicht.....	5
3.2.2	Exposition durch äußere Bestrahlung während des Schrotttransports	7
3.2.3	Exposition durch Ingestion während der Herstellung des Metalls.....	7
3.2.4	Exposition durch Inhalation während der Herstellung des Metalls	7
3.2.5	Exposition durch Tritium in der Abluft des Stahlwerks	7
3.2.6	Exposition durch äußere Bestrahlung von Produkten aus rezykliertem Metall	8
3.2.7	Exposition durch ein Blasinstrument aus Messing	8
3.2.8	Exposition auf einem mit Schlacke belegten Sportplatz.....	8
3.2.9	Exposition während der Aufbereitung von Aluminiumschlacken	8
3.2.10	Exposition des Deponiearbeiters durch äußere Bestrahlung.....	9
3.2.11	Exposition während der Nachnutzung eines Deponiestandortes	9
3.3	Partitionierung beim Einschmelzen	9
3.3.1	Überblick	9
3.3.2	Partitionierungsfaktoren in RP 89.....	10
3.3.3	Partitionierungsfaktoren in experimentellen Untersuchungen bei der Fa. Siempelkamp Nukleartechnik GmbH	11
3.3.4	Behandlung der Aktivitäten in Produktmetall, Schlacke und Staub in RS-G-1.7	12
3.3.5	Zusammenfassung der Ergebnisse	15
3.4	Beispiele für Ergebnisse der Modellrechnungen	15
3.5	Gültigkeit der Annahmen bzgl. Massenströmen von Stahl und Schrott in RP 89	16
3.6	Typische Nuklidvektoren für metallische Reststoffe ihr Einfluss auf die Ausschöpfung von Freigabewerten	18
3.6.1	Überblick	18
3.6.2	Nuklidvektoren für Kernkraftwerke im Rückbau	19
3.6.3	Ergebnisse von Aktivierungsrechnungen.....	20
3.6.4	Nuklidvektoren aus Anlagen des Brennstoffkreislaufs.....	23
3.6.5	Rückwirkung der festen Aktivitätsverhältnisse auf die Ausschöpfung von Freigabewerten	23
3.6.6	Zusammenfassung der Ergebnisse bzgl. Nuklidvektoren	24
3.7	Einfluss der Messverfahren auf die Ausschöpfung der Freigabewerte	24
3.7.1	Überblick	24
3.7.2	Einfluss der Kalibrierung der Messgeräte im Freimessverfahren auf die Ausschöpfung der Freigabewerte	25
3.7.3	Einfluss der Aktivitätsverteilung und der Dekontamination auf die Ausschöpfung der Freigabewerte	26
3.8	Ergänzung weiterer Radionuklide zur Einbeziehung in den Vergleich	27
4.	Regelungen für die Freigabe von metallischen Reststoffen in der StrlSchV	28
4.1	Regelungen in § 29 StrlSchV.....	28
4.2	Regelungen in Anl. IV Teil G StrlSchV	28
4.3	Abgrenzung zu besonderen Formen des nach § 7 StrlSchV genehmigten Umgangs	29
4.3.1	Strahlenquellen	29

4.3.2	Radionuklide in bauartzugelassenen Vorrichtungen.....	29
4.3.3	Radionuklidgeneratoren.....	30
4.3.4	Abklingenlassen von Abfällen aus Medizin und Forschung.....	31
5.	Prüfung der Kompatibilität zwischen den Freigabewerten nach Anl. III Tab. 1 Sp. 10a StrlSchV und den neuen Freigrenzen	32
5.1	Schlussfolgerungen aus den Abschnitten 3 und 4.....	32
5.2	Beschreibung der Vorgehensweise	32
5.2.1	Beispiel: Co-60	33
5.2.2	Beispiel: Ni-63	33
5.2.3	Beispiel: C-14	33
5.3	Nuklidspezifischer Vergleich.....	34
5.4	Diskussion von Einzelnukliden.....	38
5.4.1	Übersicht.....	38
5.4.2	Nuklide, die in die Abluft übergehen:.....	40
5.4.3	Alphastrahler mit hoher Massenzahl, die in die Schlacke übergehen:.....	41
5.4.4	Nuklide mit einem sehr geringen Anteil am Nuklidvektor bei der Freigabe:	42
5.4.5	Nuklide mit signifikanten Anteilen am Nuklidvektor bei der Freigabe und hohen Freigrenzen nach Anh. VII Tab. A Euratom-Grundnormen:	48
6.	Empfehlung zur Vorgehensweise bzgl. der zweckgerichteten Freigabe für metallische Reststoffe zum Einschmelzen.....	51
7.	Literaturverzeichnis	52
A.	Anhang: Übersicht der Verwendung von Radionukliden für Strahlenquellen sowie in Industrie, Medizin, Forschung und Verbraucherprodukten	57
A.1	Inhalt der Darstellung	57
A.2	Wiedergabe der relevanten Inhalte aus [THI 08].....	57
A.2.1	General remarks	57
A.2.2	Sealed radiation sources.....	57
A.2.3	Practices involving unsealed radioactive substances	58
A.2.4	Consumer goods	58
A.3	Zusammenfassung der Ergebnisse aus Abschnitt 1.2	63
B.	Anhang: Beispiel für Abbrandrechnungen	65
C.	Anhang: Auswirkungen der unterschiedlichen Sätze von Tochternukliden, die bei der Herleitung von Freigabewerten und Freigrenzen einbezogen wurden	67
C.1	Gegenstand des Vergleichs	67
C.2	Gegenüberstellung der mit dem Mutternuklid vollständig abgedeckten Tochternuklide in SR 44, RP 89 und Anl. III Tab. 2 StrlSchV	67
C.3	Beiträge der Mutter- und Tochternuklide zu den Dosiskoeffizienten für externe Gamma-Bestrahlung	72
C.4	Beiträge der Mutter- und Tochternuklide zu den Dosiskoeffizienten für Ingestion und Inhalation	75
C.5	Ergebnis des Vergleichs.....	81

Tabellenverzeichnis:

Seite:

Tabelle 3.1:	Radionuklidspezifische Verteilungskoeffizienten zwischen dem Metall, der Schlacke und dem Staub während des Schmelzens [EUR 98]	10
Tabelle 3.2:	Beispiele für Partitionierungsfaktoren beim Einschmelzen von Eisenmetallen [DIN 13].....	12
Tabelle 3.3:	Partitionierungsfaktoren aus Safety Report 44 [IAE 05]	13
Tabelle 3.4:	Ergebnisse der Berechnungen für massenbezogene Freigabewerte für Metallschrott zum Einschmelzen gem. Anl. III Tab. 1 Sp. 10a StrlSchV (alle Angaben in $\mu\text{Sv/a}$).....	15
Tabelle 3.5:	Massenspezifische Freigabewerte nach Anl. III Tab. 1 Sp. 10a StrlSchV sowie Freigabewerte für Eisenmetall-, Kupfer- und Aluminiumschrott nach [EUR 98]	15
Tabelle 3.6:	Beispiele möglicher Nuklidvektoren aus Kernkraftwerken im Rückbau – Angabe der Aktivitätsanteile in % [DIN 13]	19
Tabelle 3.7:	Mittelwert von 5 Analysen von Stählen von RDBs in Konvoi-Reaktoren.....	21
Tabelle 3.8:	Nuklidvektor in der Aktivierung für Material des RDB in Konvoi-Anlagen als Funktion der Zeit.....	22
Tabelle 3.9:	Beispiele für Nuklidvektoren einer Wiederaufarbeitungsanlage – Angabe der Aktivitätsanteile in % [DIN 13]	23
Tabelle 3.10:	Neu berechnete Freigabewerte für Si-32 und Hg-203 als Ergänzung für Anl. III Tab. 1 Sp. 10a StrlSchV.....	27
Tabelle 5.1:	Vergleich der Freigabewerte (FGW) nach Anl. III Tab. 1 Sp. 10a StrlSchV der Freigrenzen nach Anh. VII Tab. A Euratom-Grundnormen („neue FG“) für die formal abgedeckten Nuklide	35
Tabelle 5.2:	Vergleich der Freigabewerte (FGW) nach Anl. III Tab. 1 Sp. 10a StrlSchV der Freigrenzen nach Anh. VII Tab. A Euratom-Grundnormen („neue FG“) für die formal nicht abgedeckten Nuklide	38
Tabelle 5.3:	Aktivitätsanteile von C-14, Co-60 und Ni-63 in der Kontamination von Dampferzeugern des Kernkraftwerks Ringhals [LUN 12].....	41
Tabelle B.1:	Aktivitäten der alphastrahlenden Nuklide in Bq in einem BE mit 25 GWd/Mg Abbrand und verschiedenen Abklingzeiten (BE = Brennelement).....	65
Tabelle C.1:	Vergleich der Sätze von Tochternukliden in Anl. III Tab. 2 StrlSchV, SR 44 und RP 89	69
Tabelle C.2:	Anteil der Mutter- und Tochternuklide an den Dosiskoeffizienten für externe Gamma-Bestrahlung (am Beispiel der Expositionsgeometrie „Raum mit Metallwänden“)......	72
Tabelle C.3:	Anteil der Mutter- und Tochternuklide am Dosiskoeffizienten für Inhalation (Altersgruppe der Erwachsenen).....	75
Tabelle C.4:	Anteil der Mutter- und Tochternuklide am Dosiskoeffizienten für Ingestion (Altersgruppe der Erwachsenen).....	78

Abbildungsverzeichnis:

Seite:

Abbildung 3.1:	Übersicht der Szenarien in RP 89 [EUR 98].....	7
Abbildung 3.2:	In RP 89 [EUR 98] unterstellte Massenentwicklung des jährlich freigegebenen Stahlschrotts aus dem Rückbau von Kernkraftwerken in der EU	17
Abbildung 4.1:	Aktivitätsverlauf von Tc-99m im Technetium-99m-Generator ohne und mit regelmäßiger Entnahme	30

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 13] enthaltenen Freigrenzen.

Dieses Vorhaben gliedert sich in folgende übergeordnete Arbeitspakete:

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

AP 2: 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);

AP 3: 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.

2. ZIELSTELLUNG VON AP1 DES VORHABENS

2.1 Hintergrund

Die Zielstellung des ersten 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 Sp. 10a StrlSchV zur Metallrecycling auf Konsistenz mit den neuen Freigrenzen der neuen Euratom-Grundnormen [EUR 13]. Hierunter ist folgendes zu verstehen:

- In den gegenwärtigen Regelungen (Basis: StrlSchV in der Fassung von 2011) existieren ein Satz massenbezogener Freigrenzen (in Anl. III Tab. 1 Sp. 3 StrlSchV) sowie verschiedene Sätze massenbezogener Freigabewerte, z. B. Anl. III Tab. 1 Sp. 5, 6, 9a-9d, 10a StrlSchV für die uneingeschränkte Freigabe, die Freigabe von Bauschutt von mehr als 1.000 Mg im Jahr, die Freigabe von Abfällen zur Beseitigung (Deponien, Verbrennungsanlagen) sowie die Freigabe von metallischen Reststoffen zum Einschmelzen.
- Diese Freigabewerte sind für jedes Nuklid kleiner oder gleich den Werten der Freigrenzen. Material, was 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 mitteilungsbedürftig.
- Mit der Änderung der StrlSchV in dem Sinne, dass die in den neuen Strahlenschutz-Grundnormen der EU 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. 10a 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 *tatsächlichen*, in der Praxis auftretenden Aktivitäten geht.
- In diesem Zusammenhang wird im vorliegenden Bericht eine Vorgehensweise entwickelt und angewendet, welche die *tatsächliche, maximal mögliche* Aktivität des in Frage stehenden Materials, ausgehend von seiner real möglichen Aktivität zum Zeitpunkt einer Freigabe, bis hin zu den bei seiner Recycling 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 Beschreibung der Vorgehensweise für die Freigabe metallischer Reststoffe zum Einschmelzen

Die in Abschnitt 2.1 abstrakt skizzierte Vorgehensweise wird nachfolgend für die Freigabe metallischer Reststoffe zum Einschmelzen unter Anwendung der Freigabewerte nach Anl. III Tab. 1 Sp. 10a StrlSchV erläutert.

- Es ist das Ziel dieses Berichts zu untersuchen, ob die Freigabe von metallischem Material unter Anwendung der Freigabewerte nach Anl. III Tab. 1 Sp. 10a StrlSchV dazu führen könnte, dass in einem der Produkte (Metall) oder Nebenprodukte (Schlacke, Filterstäube), die sich durch den Einschmelzprozess ergeben, die neuen Freigrenzen gem. Anh. VII Tab. A Euratom-Grundnormen überschritten werden könnten. Hierzu erfolgt ein Vergleich in mehreren Stufen:
- Zunächst werden die Wertesätze unmittelbar miteinander verglichen. Da es sich bei den Freigabewerten nach Anl. III Tab. 1 Sp. 10a StrlSchV um solche für die zweckgerichtete Freigabe handelt, die für wesentlich weniger restriktive Expositionsumstände als die Freigabewerte für die uneingeschränkte Freigabe hergeleitet wurden, ergibt sich bei diesem Vergleich, dass die Freigabewerte nach Anl. III Tab. 1 Sp. 10a StrlSchV die neuen Freigrenzen in den meisten Fällen deutlich überschreiten.
 - Beispiel für ein radiologisch relevantes Radionuklid mit Überschreitung der neuen Freigrenzen:
Co-60: Sp. 10a: 0,6 Bq/g; neue Freigrenze: 0,1 Bq/g.
 - Beispiel für ein radiologisch weniger relevantes Radionuklid ohne Überschreitung der neuen Freigrenzen:
Ge-71: Sp. 10a: 4.000 Bq/g; neue Freigrenze: 10.000 Bq/g.
- Für diejenigen Radionuklide, für die die Werte nach Anl. III Tab. 1 Sp. 10a StrlSchV die neuen Freigrenzen überschreiten, werden die verschiedenen Schritte, denen das Material auf dem Weg zum neuen Produkt unterliegt, berücksichtigt:
 - Das freigegebene Material gelangt nicht ohne weitere, nicht aus dem kerntechnischen Umgang stammende Materialien in den Einschmelzbetrieb. Wie in Abschnitt 4.2 ausgeführt wird, ist ein Mischungsverhältnis von 1:10 zwingend zu unterstellen.
 - Durch das Einschmelzen erfolgt eine Partitionierung der Radionuklide zwischen Produktmetall, Schlacke und Filterstäuben. Diese wurde bereits vollständig im Regelwerk, das den Freigabewerten bzw. Freigrenzen in Anh. VII Tab. A Euratom-Grundnormen zugrunde liegt, berücksichtigt. Auf diesen Punkt wird im Detail in Abschnitt 3.3 eingegangen.
- Darüber hinaus ist zu berücksichtigen, dass die Ausschöpfung der nuklidspezifisch angegebenen Freigabewerte nach Anl. III Tab. 1 Sp. 10a StrlSchV (bis auf wenige, klar definierte Ausnahmen) jeweils für sich genommen nicht möglich ist, da das Material entsprechend seiner Herkunft bestimmte Nuklidvektoren aufweist.
 - Beispiel: Wenn ein Nuklidvektor von 50 % Co-60 und 50 % Ni-63 vorliegt (jeweils bezogen auf den Aktivitätsanteil), so kann der hohe Freigabewert von Ni-63 von 10.000 Bq/g nie ausgeschöpft werden, da der weitaus niedrigere Freigabewert von Co-60 von 0,6 Bq/g führend ist. Die Freigabe kann erfolgen, wenn Co-60 und Ni-63 jeweils eine Aktivität von 0,59996 Bq/g, also 0,6 Bq/g aufweisen.
 - Der Einfluss von Nuklidvektoren wird in der Bewertung in Abschnitt 5 ebenfalls berücksichtigt.

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

2.3 Umsetzung im vorliegenden Bericht

Die in Abschnitt 2.2 im Hinblick auf die Untersuchung, ob bei der Freigabe von metallischen Reststoffen zum Einschmelzen ein Konflikt mit den neuen Freigrenzen nach Anh. VII Tab. A Euratom-Grundnormen auftreten könnte, skizzierte Vorgehensweise wird im vorliegenden Bericht wie folgt umgesetzt:

- In Abschnitt 3 werden die wesentlichen Teile des radiologischen Modells zur Herleitung der Freigabewerte nach Anl. III Tab. 1 Sp. 10a StrlSchV für metallische Reststoffen zum Einschmelzen dargestellt.
- Abschnitt 4 führt die Regelungen der StrlSchV auf, die für die Anwendung der Freigabewerte nach Anl. III Tab. 1 Sp. 10a 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. 10a StrlSchV und den neuen Freigrenzen nach Anh. VII Tab. A Euratom-Grundnormen dar.
- Abschnitt 6 gibt eine Empfehlung zur Vorgehensweise bzgl. der zweckgerichteten Freigabe für metallische Reststoffe zum Einschmelzen im Hinblick auf die Umsetzung der neuen Strahlenschutz-Grundnormen bei der Novellierung der StrlSchV.

3. RADIOLOGISCHES MODELL FÜR FREIGABE NACH ANL. III TAB. 1 SP. 10A STRLSCHV

3.1 Grundlagen

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

- Grundlage der Freigabewerte für metallische Reststoffe ist die Empfehlung RP 89 der Europäischen Kommission: „Recommended radiological protection criteria for the recycling of metals from the dismantling of nuclear installations“, Radiation Protection No. 89, Luxemburg, 1998 [EUR 98].
- Diese Empfehlung beruht auf folgendem technischen Bericht: „Methodology and models used to calculate individual and collective doses from the recycling of metals from the dismantling of nuclear installations“, Radiation Protection No. 117, Luxemburg, 2000, [EUR 00C].
- Die Umsetzung in deutsches Recht wurde im Bericht „Berechnung massenspezifischer Freigabewerte für schwach radioaktive Reststoffe“, BMU-1998-520, Schriftenreihe Reaktorsicherheit und Strahlenschutz des BMU, Brenk Systemplanung, Aachen, 1998 [DEC 98] dargestellt.

In den folgenden Unterabschnitten sind wesentliche Teile des radiologischen Modells wiedergegeben, die für das Verständnis des in Abschnitt 5 durchgeführten Vergleichs notwendig sind.

3.2 Überblick zum radiologischen Modell für die Freigabewerte für Metallschrott zum Einschmelzen

3.2.1 Szenarienübersicht

Die massenbezogenen Freigabewerte für Metallschrott zum Einschmelzen werden mittels der Modelle berechnet, die in [DEC 98] sowie in [EUR 00C] beschrieben sind. Hierbei handelt es sich um ein komplexes Modell, das alle Schritte von Sammlung, Transport und Vorzerlegung des Schrotts über das Einschmelzen bis hin zur Nutzung bzw. Beseitigung von Produkten und Nebenprodukten (Schlacke, Stäube) abbildet. Bei diesem Modell werden u. a. verschiedene Aufteilungen der Radionuklide in den Stoffstrom der Gießlinge und hieraus hergestellten Produkte sowie die beim Schmelzprozess anfallenden Stoffströme der Schlacke und Stäube berücksichtigt.

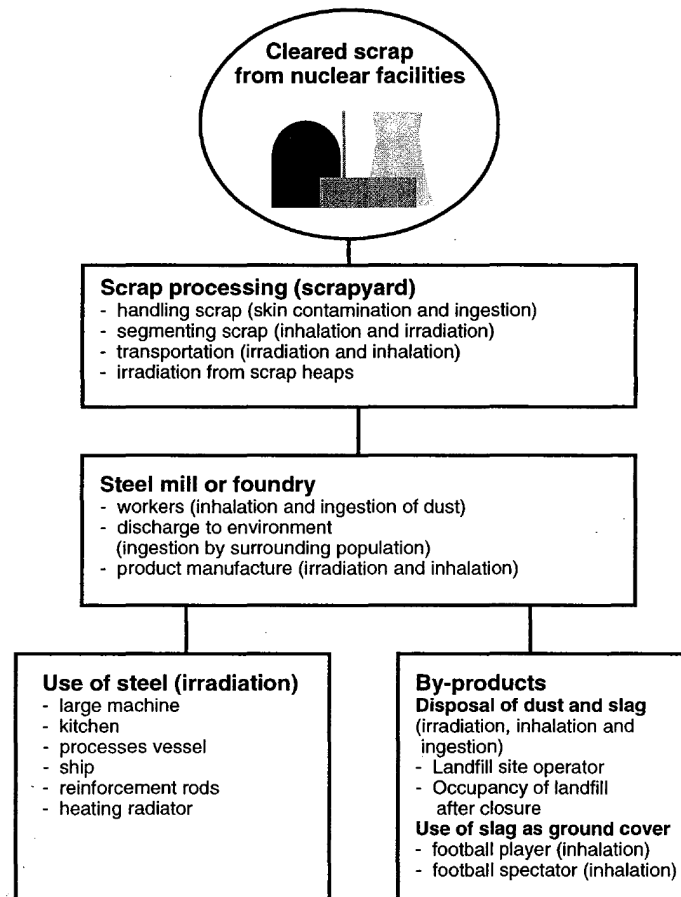
Zur Herleitung der Freigabewerte in der EU-Empfehlung [EUR 98] wurde davon ausgegangen, dass in der Europäischen Union derzeit ca. 10.000 Mg/a ferritischer Metallschrott, 200 Mg/a Kupfer und 40 Mg/a Aluminiumschrott aus Kernkraftwerken sowie etwa 1.500 Mg/a Aluminiumschrott aus Anlagen des Brennstoffkreislaufs freigegeben werden. Bei dem ferritischen Metallschrott wird vorausgesetzt, dass 4.000 Mg/a davon C-Stahl sind und in Lichtbogenöfen eines einzigen Stahlwerks mit einer Kapazität von 400.000 Mg/a eingeschmolzen werden. Ferner wurde angesetzt, dass 2.000 Mg/a des ferritischen Metallschrotts Edelstahl sind und in Induktionsöfen eines metallverarbeitenden Betriebs mit einer Kapazität von 200.000 Mg/a eingeschmolzen werden. Die radiologische Bewertung für die Rezyklierung des Schrotts basiert auf Untersuchungen zu den verfahrenstechnischen Schritten der Metallherstellung und zur möglichen Verwendungen des rezyklierten Metalls sowie der dadurch entstehenden Nebenprodukte Schlacke und Staub.

In [EUR 98] wurde mit Hilfe von Szenarien eine radiologische Bewertung durchgeführt, die die Expositionen während der Schrottverarbeitung, der Metallherstellung, der Produktnutzung, der Nutzung der Nebenprodukte Schlacke und Staub sowie der Beseitigung der Nebenprodukte umfasst. Die folgende Auflistung gibt einen Überblick über die verwendeten Szenarien:

- I. Schrottplatz
 - externe Bestrahlung durch den kontaminierten Schrott
 - Inhalation während der verschiedenen Bearbeitungsschritte
 - externe Bestrahlung und Inhalation beim Transport
 - Haut- und Ingestionsdosen, verursacht durch Handhabung
- II. Herstellung des neuen Metalls
 - Inhalation und Ingestion des während des Einschmelzens erzeugten Staubs
 - Abgabe über einen Kamin und nachfolgende Kontamination von Lebensmitteln
 - Produktherstellung
- III. Exposition durch Schlacke und Stäube
 - Deponierung
 - nachbetriebliche Nutzung der Deponiegelände
 - Schlacke als Belag für einen Fußballplatz
 - Schlacke als Zusatz in der Betonherstellung
- IV. Gewinnung von Metallen aus Nebenprodukten der Metallherstellung
 - Extraktion des Zinks aus dem Staub
 - Edelmetalle aus Kupfer-Elektrolyse-Schlamm
- V. Produktnutzung, wie z. B.
 - Schiff,
 - große Maschine,
 - Blasinstrument

Abbildung 3.1 zeigt eine Übersicht der Szenarien, die in RP 89 für die Herleitung der massenbezogenen Freigabewerte verwendet wurden. Diese stellen somit auch die Grundlage der Szenarien für die Freigabewerte nach Anl. III Tab. 1 Sp. 10a StrlSchV dar. Abläufe ähnlicher Szenarien wurden für die Rezyklierung von Kupfer und von Aluminium betrachtet.

Abbildung 3.1: Übersicht der Szenarien in RP 89 [EUR 98]



Die folgenden Unterabschnitte enthalten jeweils eine kurze Charakterisierung des Szenarios. Für die Angabe von Parameterwerten wird auf [EUR 98] bzw. [DEC 98] verwiesen.

3.2.2 Exposition durch äußere Bestrahlung während des Schrotttransports

Nach der Freigabe wird der Schrott zum Schrottplatz oder Metallwerk transportiert, wobei es während des Transports zu einer Exposition des Fahrers kommen kann. Es wird unterstellt, dass der Fahrer nur freigegebenen Schrott geladen hat und solche freigegebenen Schrottladungen 100 h/a transportiert. Durch den LKW wird die Strahlung zum Teil abgeschirmt, was im Szenario berücksichtigt wird.

3.2.3 Exposition durch Ingestion während der Herstellung des Metalls

Bei der Metallherstellung aus freigegebenem Metallschrott wird ein Teil der Aktivität im Staub gebunden, in die Luft abgegeben und wird sich im Stahlwerk verteilen. Dieser kontaminierte Staub kann dann unbeabsichtigt über Kontakt des Mundes zu den Händen verschluckt werden.

3.2.4 Exposition durch Inhalation während der Herstellung des Metalls

Analog zum zuvor beschriebenen Ingestionsszenario kann es durch die Freisetzung der Aktivität mit dem Staub aus der Schmelze zu einer Inhalationsdosis für das Personal im Stahlwerk kommen.

3.2.5 Exposition durch Tritium in der Abluft des Stahlwerks

Die Abluft aus einer Schmelzanlage wird in der Regel gefiltert abgegeben. Dennoch kann die mit der Abluft entwichene Aktivität zu einer Exposition der umliegenden Bevölkerung durch Inhalation, äußere Bestrahlung und Verzehr von hierdurch kontaminierter Nahrung führen. Ein Szenario, das diese

Expositionsmöglichkeiten berücksichtigt, ist in [EUR 98] enthalten. Da sich H-3 und C-14 in der Biosphäre anders verhalten als die übrigen Radionuklide, wurden in [EUR 98] Sondermodelle hierfür entwickelt.

Da Tritium durch die Filter im Stahlwerk praktisch nicht zurückgehalten wird, ergibt sich bei Tritium eine für die Bestimmung der Freigabewerte relevante Dosis aus diesem AbluftszENARIO. Es wird angenommen, dass das Tritium als Wasserdampf abgegeben wird und dass die Konzentration in den betroffenen Pflanzen gleich der durchschnittlichen Konzentration des Wasserdampfs in der Atmosphäre ist. Neben dem Verzehr von kontaminierter Nahrung wird auch die Inhalation und Submersion berücksichtigt.

3.2.6 Exposition durch äußere Bestrahlung von Produkten aus rezykliertem Metall

Einige Radionuklide bleiben in der Schmelze und können zu einer Exposition während der Nutzung der daraus hergestellten Produkte führen. In diesem Zusammenhang sind in [EUR 98] 17 verschiedene Szenarien aufgeführt (vgl. auch die Auflistung in Abschnitt 3.2.1).

3.2.7 Exposition durch ein Blasinstrument aus Messing

Kupfer wird häufig für Kupferlegierungen wie Messing verwendet, die sich u.a. für die Herstellung von Musikinstrumenten eignen. Deshalb wurde für Kupfer ein Musikinstrumentszenario erstellt, worin angenommen wird, dass ein Berufsmusiker ein Blasinstrument spielt und durch äußere Bestrahlung sowie Hautkontakt eine Dosisbelastung erfährt. Für dieses Szenario wird neben der effektiven Dosis auch die Hautdosis ermittelt.

3.2.8 Exposition auf einem mit Schlacke belegten Sportplatz

Da Schlacke ein hervorragender Baustoff ist, wurde sie bislang in Deutschland zu über 80 % verwertet¹ [EUR 98]. Insbesondere Actinoide finden sich nach dem Einschmelzen in der Schlacke wieder, so dass die höchsten Expositionen bei der Schlackenutzung entstehen (vgl. [KIS 93]). Die Verwertung als Bodenbelag, wie z. B. auf Sportplätzen, führt zu den höchsten Dosen und wurde mit einem Szenario berücksichtigt, das einen Sportler beim Training auf einer Laufbahn eines Sportplatzes mit Schlackebelag („Ascheplatz“) beschreibt.

3.2.9 Exposition während der Aufbereitung von Aluminiumschlacken

Die Schlacke aus der Aluminiumproduktion entsteht in Blöcken, die noch einen hohen Aluminiumanteil aufweisen. Die Schlacke wird daher aufbereitet und erneut der Schmelze zugegeben. Sie kann nach der Aufbereitung auch in der Betonherstellung eingesetzt werden. Die Beseitigungsmöglichkeiten sowie andere Verwendungszwecke sind aufgrund des hohen Salzanteils der Schlacke begrenzt. Während der Aufbereitung kann es zu Expositionen durch äußere Bestrahlung und Inhalation kommen, wofür ein Szenario in [EUR 98] betrachtet wird.

In Kernkraftwerken wird Aluminium nur begrenzt eingesetzt, weshalb das Aufkommen aus dieser Quelle gering ist (für mit allen Radionukliden bis auf U-238, U-235 und U-234 kontaminiertes Aluminium wird daher in [EUR 98] ein Aufkommen von 40 Mg/a unterstellt). Aluminium wird allerdings in großen Mengen in Anreicherungsanlagen eingesetzt. Für mit Uranisotopen kontaminiertes Aluminium wird daher ein Aufkommen von 1.500 Mg/a betrachtet.

¹⁾ Ähnlich hohe Recyclingquoten gelten auch heute noch; vielfach wird Schlacke im Straßen- und Wegebau rezykliert [HEU 14]. Während Schlacke als Belag für Sportplätze – wie im Szenario betrachtet – kaum noch eingesetzt wird und der Trend hier zu Kunstrasenplätzen geht, könnten ähnliche Expositionsumstände wie im betrachteten Szenario für einen Jogger gelten, der regelmäßig auf einem mit Schlacke belegten Waldweg läuft.

3.2.10 Exposition des Deponiearbeiters durch äußere Bestrahlung

Die aus der Metallherstellung entstehenden Schlacken und Stäube werden in Europa zum erheblichen Teil auf Deponien beseitigt. Die Exposition der Deponiearbeiter durch äußere Bestrahlung wurde deshalb mit einem eigenen Szenario berücksichtigt. Für die Deponierung der Schlacke aus einem kleineren Schmelzbetrieb wird eine Deponie der Kapazität 50.000 Mg/a betrachtet, für ein großes Stahlwerk dagegen eine Deponie mit einer Kapazität von 150.000 Mg/a, da die Jahresmenge von Schlacke aus einem großen Stahlwerk deutlich mehr als 50.000 Mg/a betragen kann. Die Dosisleistung wird für einen Punkt in einer Höhe von 1 m über der Deponie gerechnet (hierbei werden β - und γ -Bestrahlung berücksichtigt).

3.2.11 Exposition während der Nachnutzung eines Deponiestandortes

Nachdem der Betrieb der Deponie, auf dem Schlacke abgelagert wurde, eingestellt wurde, kann es zu einer Nachnutzung des Standorts kommen, wobei allerdings davon ausgegangen wird, dass dies nicht sofort geschehen kann. Für gewöhnliche Deponien, die ein geringes Schadstoffpotential besitzen, wird angenommen, dass die Nachsorgezeit kurz ist und dass bereits nach 10 Jahren der Standort anderweitig genutzt wird (dies war zum Zeitpunkt der Erstellung von RP 89 [EUR 98] in einigen europäischen Ländern noch allgemein üblich). Es wird in RP 89 unterstellt, dass die Schlacke auf einer Deponie eingelagert wird, die auch hausmüllartige Abfälle annehmen kann. Die Stäube werden dagegen auf einer industriellen Deponie deponiert (entsprechend einer Sonderabfalldeponie in Deutschland), für die eine anderweitige Nutzung erst nach 30 Jahren angenommen wird. Es wird unterstellt, dass der Deponiestandort in der Folge für den Wohnungsbau verwendet wird, wobei die Häuser bzw. Wohnungen große Gärten haben, in denen eigener Gemüseanbau möglich ist. Das Szenario schließt neben den Expositionen durch äußere Bestrahlung und Inhalation auch die Ingestionsdosisbelastung durch kontaminierte Nahrungsmittel ein.

3.3 Partitionierung beim Einschmelzen

3.3.1 Überblick

Ein wesentlicher Parameter, der die Aktivität der Radionuklide nach der Freigabe im Produktmetall sowie in der Schlacke und in den Filterstäuben bestimmt, ist die Partitionierung während des Schmelzens. Hierzu wurden in diversen Studien aufwendige experimentelle Untersuchungen durchgeführt und teilweise mit thermodynamischen Betrachtungen verglichen. Eine der umfangreichsten derartigen Untersuchungen dürfte sich in Anhang J von NUREG-1640 [NRC 04] finden.

Auf der Basis vorwiegend experimenteller Befunde wurde die Partitionierung von chemischen Elementen (und somit der verschiedenen Radioisotope dieser Elemente) in Produktmetall, Schlacke und Staub in der grundlegenden Untersuchung RP 89 [EUR 98] modelliert (vgl. Abschnitt 3.3.2). Eine gleichartige Datenbasis wurde für den gleichen Zweck in SR 44 bzw. RS-G-1.7 (vgl. Abschnitt 3.3.4) zugrunde gelegt.

Durch die Anwendung von Partitionierungsfaktoren wird beschrieben, welcher Anteil der Ausgangsaktivität in das Produktmetall sowie in die Schlacke und die Filterstäube übergeht. Zur Berechnung der spezifischen Aktivität ist daneben zu berücksichtigen, welchen Masseanteil die Schlacke und die Filterstäube an der eingesetzten Metallmasse haben. Typische Werte liegen bei ca. 10 % Schlackemasse und ca. 1 – 2 % Staubmasse. Auch hierzu finden sich in Anhang J von NUREG-1640 umfangreiche Datenangaben.

3.3.2 Partitionierungsfaktoren in RP 89

Zur Bestimmung von Partitionierungsfaktoren wurden bereits in den 1980er und 1990er Jahren verschiedene umfangreiche Untersuchungen durchgeführt, die als Grundlage für die Modellierung in RP 89 [EUR 98] dienten. Die Werte sind in Tabelle 3.1 wiedergegeben. Es ist zu beachten, dass die Summe der jeweiligen Einträge für einige Elemente den Wert 1 übersteigt. Beispielsweise wird durch den Ansatz „0,1 / 0,1 / 1“ für Zink beschrieben, dass die gesamte Zinkmenge in den Staub übertritt, dass aber aus Gründen einer konservativen Betrachtung auch Anteile (je 10 %) zum Verbleib im Produktmetall und in der Schlacke unterstellt werden. Insgesamt wird also (im Beispiel von Zink) in den Szenarien eine Aktivität von 120 % bezogen auf die ursprünglich vorhandene Aktivität betrachtet; diese Aktivitätsmenge wirkt allerdings in verschiedenen Expositionsszenarien und ist daher nicht additiv bzgl. einer bestimmten exponierten Person.

Tabelle 3.1: Radionuklidspezifische Verteilungskoeffizienten zwischen dem Metall, der Schlacke und dem Staub während des Schmelzens [EUR 98]

Element	Radionuklidspezifische Verteilungskoeffizienten								
	Eisenmetalle			Kupfer			Aluminium		
	Metall	Schlacke	Staub	Metall	Schlacke	Staub	Metall	Schlacke	Staub
H	0	0	1	0	0	1	0	0	1
C	0	0	1	0,01	1	0,05	1	0,2	0,005
Na	0,001	0,1	1	0,1	1	1	0,1	1	0,1
S	0,01	1	0,1	0,01	1	0,1	0,1	1	0,1
Cl	0,01	1	1	0,01	0,1	1	0,1	1	0,1
K	0,001	0,1	1	0,1	1	1	0,1	1	0,1
Ca	0,1	1	0,1	0,1	1	0,1	0,1	1	0,1
Sc	0,1	1	0,1	1	1	0,1	1	1	0,1
Mn	1	0,1	0,05	0,01	1	0,05	1	0,2	0,005
Fe	1	0,01	0,005	0,01	1	0,05	1	0,2	0,005
Co	1	0,01	0,005	0,05	1	0,2	1	0,1	0,001
Ni	1	0,01	0,001	0,05	1	0,2	1	0,2	0,005
Zn	0,1	0,1	1	0,01	1	0,5	1	0,05	0,005
As	1	0,001	0,01	1	0,2	0,2	1	1	0,002
Se	0,1	1	0,1	1	0,1	0,01	0,1	1	0,1
Sr	0,1	1	0,1	1	1	0,1	1	1	0,1
Y	0,1	1	0,1	1	1	0,1	1	1	0,1
Zr	1	0,01	0,005	1	1	1	1	1	1
Nb	0,1	1	0,001	1	1	1	1	1	1
Mo	1	1	0,1	0,1	1	0,1	0,1	1	0,1
Tc	0,1	1	0,001	0,1	1	0,001	0,1	1	0,001
Ru	0,1	0,1	1	0,1	0,1	1	0,1	0,1	1
Pd	1	0,01	0,001	0,05	1	0,2	1	0,2	0,005
Ag	1	0,01	0,1	1	1	0,1	1	0,05	0,001
Cd	0,1	0,1	1	0,01	1	0,5	1	0,05	0,005
In	0,1	1	0,1						
Sn	0,1	0,1	1	0,1	0,1	1	0,1	1	1
Sb	1	0,001	0,01	1	0,2	0,2	1	1	0,002
Te	0,1	1	0,1	1	0,1	0,01	0,1	1	0,1
I	0,01	1	1	0,01	0,1	1	0,1	1	0,1
Cs	0,001	0,1	1	0,1	1	1	0,01	1	1
Ce	0,1	1	0,1	1	1	0,001	0,5	1	0,001

Element	Radionuklidspezifische Verteilungskoeffizienten								
	Eisenmetalle			Kupfer			Aluminium		
	Metall	Schlacke	Staub	Metall	Schlacke	Staub	Metall	Schlacke	Staub
Pm	0,001	1	0,001	0,001	1	0,001	0,001	1	0,001
Sm	0,001	1	0,001	0,001	1	0,001	0,001	1	0,001
Eu	0,001	1	0,001	0,5	1	0,001	0,5	1	0,001
Gd	0,1	1	0,001	0,5	1	0,001	0,5	1	0,001
Tb	0,1	1	0,001	1	1	0,001	0,5	1	0,001
Tm	0,1	1	0,001	0,5	1	0,001	0,5	1	0,001
Ta	0,1	1	0,001	1	1	1	1	1	1
W	1	1	0,1	0,1	1	0,1	0,1	1	0,1
Os	0,1	0,1	1	0,1	0,1	1	0,1	0,1	1
Ir	1	0,01	0,005	0,05	1	0,2	1	0,1	0,001
Tl	0,1	1	0,1	0,1	1	0,1	1	0,1	0,1
Pb	0,1	0,1	1	0,1	0,1	1	0,1	1	1
Bi	1	0,001	0,01	1	0,2	0,2	1	1	0,002
Po	0,1	1	0,1	1	0,1	0,01	0,1	1	0,1
Ra	0,1	1	0,1	1	1	0,1	1	1	0,1
Th	0,1	1	0,001	1	1	0,001	0,5	1	0,001
Pa	0,1	1	0,001	1	1	0,001	0,5	1	0,001
U	0,1	1	0,001	1	1	0,001	0,5	1	0,001
Np	0,1	1	0,001	1	1	0,001	0,5	1	0,001
Pu	0,1	1	0,001	1	1	0,001	0,5	1	0,001
Am	0,1	1	0,001	1	1	0,001	0,5	1	0,001
Cm	0,1	1	0,001	1	1	0,001	0,5	1	0,001
Bk	0,1	1	0,001	1	1	0,001	0,5	1	0,001
Cf	0,1	1	0,001	1	1	0,001	0,5	1	0,001
Es	0,1	1	0,001	1	1	0,001	0,5	1	0,001

3.3.3 Partitionierungsfaktoren in experimentellen Untersuchungen bei der Fa. Siempelkamp Nukleartechnik GmbH

Die in [EUR 98] getroffenen Ansätze sind weitgehend kompatibel zu denjenigen, die bei der Fa. Siempelkamp Nukleartechnik GmbH (Krefeld) beim Einschmelzen in der CARLA-Anlage in fortlaufenden Versuchen bestimmt werden und die in Anhang D von DIN 25457-4 wiedergegeben werden (Tabelle 3.2).

Tabelle 3.2: Beispiele für Partitionierungsfaktoren beim Einschmelzen von Eisenmetallen [DIN 13]

Nuklide	Anteil in %		
	Schmelze	Schlacke	Staub
alphastrahlende Radionuklide und deren Tochternuklide			
U-235, U-238	1	99	
Pu-238, Pu-239, Pu-240, Pu-242	1	99	
Am-241	1	99	
Th-231, Th-234	1	99	
Pa-234m	1	99	
beta-/gammastrahlende Radionuklide			
Fe-55	100	< 1	-
Co-60	88	11	1
Ni-63	90	10	-
Sr-90	< 1	97	2
Cs-134, Cs-137	< 1	60	40
Ag-110m	< 1	32	68
Eu-152, Eu-154	4	95	1
Ce-144	50	50	< 1
Mn-54	60	39	1
C-14 ^a	3	-	< 1
Zr-95	28	72	-
Ru-103, Ru-106	67	< 1	33
Sb-125	95	4	1
Nb-95, Nb-96	81	17	2
Pu-241	1	99	
^a etwa 96 % über Abluft			

Vergleicht man diese Daten mit denjenigen aus RP 89 in Tabelle 3.1, so wird deutlich, dass dort vor allem die konservative Gestaltung der Szenarien im Vordergrund steht (Summe der Partitionierungsfaktoren teilweise > 1), während es sich bei den Werten in Tabelle 3.2 um Messwerte für einen bestimmten Schmelzprozess handelt. Allerdings zeigen sich vergleichbare Tendenzen:

- Elemente, die sich chemisch ähnlich wie Eisen verhalten, gehen ins Produktmetall über,
- leicht flüchtige Elemente (C) oder Alkalimetalle (Na, Cs) mit niedrigem Schmelzpunkt gehen in die Abluft bzw. die Filterstäube über, und
- schwere Elemente wie Uran und Transurane sowie Erdalkalimetalle (Ca, Sr, Ra) gehen in die Schlacke, zu einem geringeren Teil auch in die Filterstäube über.

3.3.4 Behandlung der Aktivitäten in Produktmetall, Schlacke und Staub in RS-G-1.7

Die Partitionierungsfaktoren, die in Safety Report 44 [IAE 05] für die Modellierung des Einschmelzens von Metallen verwendet wurden, sind in Tabelle 3.3 wiedergegeben. Hierbei wurden vollständig die Werte gem. RP 89 [EUR 98] übernommen. Für solche Elemente, in denen RP 89 keine Daten enthielt, wurden Werte ergänzt entweder aus anderen Studien oder durch Analogiebetrachtung zu chemisch gleichartigen Elementen. Diese Ergänzungen sind in Tabelle 3.3 hervorgehoben.

Tabelle 3.3: Partitionierungsfaktoren aus Safety Report 44 [IAE 05]

Nuklid	Metall	Schlacke	Staub
H	0	0	1
C	0	0	1
F	0,01	1	1
Na	0,001	0,1	1
Si	1	0,001	0,001
P	0,1	1	0,01
S	0,01	1	0,1
Cl	0,01	1	1
K	0,001	0,1	1
Ca	0,1	1	0,1
Sc	0,1	1	0,1
V	0,1	1	0,1
Cr	0,1	1	0,1
Mn	1	0,1	0,05
Fe	1	0,01	0,005
Co	1	0,01	0,005
Ni	1	0,01	0,001
Cu	1	0,001	0,01
Zn	0,1	0,1	1
Ga	0,1	0,1	1
Ge	1	0,001	0,01
As	1	0,001	0,01
Se	0,1	1	0,1
Sr	0,1	1	0,1
Y	0,1	1	0,1
Zr	1	0,01	0,005
Nb	0,1	1	0,001
Mo	1	1	0,1
Tc	0,1	1	0,001
Ru	0,1	0,1	1
Rh	0,1	0,1	1
Pd	1	0,01	0,001
Ag	1	0,01	0,1
Cd	0,1	0,1	1
In	0,1	0,1	1
Sn	0,1	0,1	1
Sb	1	0,001	0,01
Te	0,1	1	0,1
I	0,01	1	1
Cs	0,001	0,1	1
Ba	0,001	0,1	1

Nuklid	Metall	Schlacke	Staub
La	0,1	1	0,1
Ce	0,1	1	0,1
Pr	0,1	1	0,1
Nd	0,1	1	0,1
Pm	0,001	1	0,001
Sm	0,001	1	0,001
Eu	0,001	1	0,001
Gd	0,1	1	0,001
Tb	0,1	1	0,001
Dy	0,1	1	0,001
Ho	0,1	1	0,001
Er	0,1	1	0,001
Tm	0,1	1	0,001
Yb	0,1	1	0,001
Lu	0,1	1	0,001
Hf	0,1	1	0,001
Ta	0,1	1	0,001
W	1	1	0,1
Re	0,1	1	0,001
Os	0,1	0,1	1
Ir	1	0,01	0,005
Pt	1	0,01	0,1
Au	1	0,01	0,1
Hg	0,001	0,001	1
Tl	0,1	1	0,1
Pb	0,1	0,1	1
Bi	1	0,001	0,01
Po	0,1	1	0,1
At	0,1	1	0,1
Ra	0,1	1	0,1
Ac	0,1	1	0,1
Th	0,1	1	0,001
Pa	0,1	1	0,001
U	0,1	1	0,001
Np	0,1	1	0,001
Pu	0,1	1	0,001
Am	0,1	1	0,001
Cm	0,1	1	0,001
Bk	0,1	1	0,001

Nuklid	Metall	Schlacke	Staub
Cf	0,1	1	0,001
Es	0,1	1	0,001
Fm	0,1	1	0,001

Die Massen der Nebenprodukte Schlacke und Staub machen im Vergleich zur Masse des eingesetzten Ausgangsmetalls nur jeweils Bruchteile aus. Geht ein Radionuklid also teilweise oder vollständig in die Schlacke oder den Staub über, so kommt es zu einer höheren Konzentration des betreffenden Radionuklids im jeweiligen Nebenprodukt im Vergleich zum Ausgangsmaterial.

Die typischen Massenanteile der beiden Nebenprodukte liegen in folgenden Bereichen, wie anhand umfangreicher Untersuchungen z. B. in [NRC 04] dargestellt wird:

- Typische Massenverhältnisse der Schlacke zum eingesetzten Metall liegen bei 0,13 (13 %).
- Typische Massenverhältnisse des Staubs zum eingesetzten Metall liegen bei 0,01 bis 0,02 (1 bis 2 %), je nach Art des Verfahrens.

Diese Fakten wurden wie folgt in RS-G-1.7 [IAE 04] umgesetzt:

Die entsprechenden Übergänge und Aufkonzentrationsprozesse in Schlacke und Staub wurden in RS-G-1.7 und SR 44 in vollem Umfang und konservativ überschätzend berücksichtigt. Für das Massenverhältnis Schlacke/Metall wurde 10 % (Aufkonzentrationsfaktor 10) und für das Massenverhältnis Staub/Metall 1,4 % (Aufkonzentrationsfaktor 70) angesetzt. Diese Aufkonzentrationen wurden durchgängig in allen radiologischen Szenarien berücksichtigt, die sich auf einen Schmelzbetrieb für Metalle beziehen (es handelt sich um den Faktor f_c in Tabelle 5 von SR 44 [IAE 05] für die Szenarien WF und RF). Die Einhaltung des Dosisrichtwerts $10 \mu\text{Sv/a}$ (bzw. für die „low-probability“-Szenarien 1 mSv/a) wurde für alle Szenarien durch das Berechnungsverfahren sichergestellt.

Dies bedeutet aber auch, dass bereits im Zuge der Modellierung in SR 44 und RS-G-1.7 die Existenz von Stoffströmen unterstellt wurde, deren spezifische Aktivitäten die Werte der berechneten Freigrenzen um den Faktor 70 überschreiten können (z. B. für das Radionuklid Cs-137, keine Vermischung mit anderem Material, Übergang in Staub zu 100 %, Aufkonzentration in Staubmasse Faktor 70; Cs-137 kann in einem einfachen NV zu 100 % vorliegen), ohne dass dies seitens der IAEA als Herausgeber von RS-G-1.7 als in irgendeiner Weise im Widerspruch zur Rolle der Werte als Freigrenzen und Freigabewerte stehend gesehen wurde. Durch die Übernahme der Werte in die Grundnormen von IAEA und EU in der jeweiligen Rolle als Freigrenzen und Freigabewerte haben diese beiden Organisationen diesen Umstand ebenfalls ihren Empfehlungen zugrunde gelegt, zumal auf diese Szenarien explizit auch in der Untersuchung RP 157 [THI 08] hingewiesen wurde.

Die Anwendung der Werte aus RS-G-1.7 für die uneingeschränkte Freigabe, also auch für Metallschrott, wird somit immer automatisch dazu führen, dass bestimmte hieraus resultierende Stoffströme dieselben Werte (nun in ihrer Rolle als Freigrenzen) theoretisch überschreiten können. Dies ist in SR 44 und RS-G-1.7 klar thematisiert und daher auch in den neuen Strahlenschutz-Grundnormen, welche diese Werte für die uneingeschränkte Freigabe und als Freigrenzen vorsehen, beabsichtigt.

Es ist daher nicht zulässig, dieselben Stoffströme bei einer anderen Art der Freigabe, nämlich der Freigabe zum Einschmelzen unter Anwendung der Freigabewerte nach Anl. III Tab. 1 Sp. 10a StrlSchV, wo es zu gleichen Aufkonzentrationsprozessen kommt, jedoch zuvor noch zusätzlich eine Vermischung 1:10 sichergestellt sein muss, deutlich restriktiver zu bewerten. Es genügt daher in Abschnitt 5 zu zeigen, dass die massenbezogene Aktivität im insgesamt eingeschmolzenen Ausgangsmetall bei Anwendung der Freigabewerte nach Anl. III Tab. 1 Sp. 10a StrlSchV kompatibel ist zu

den Werten in Anh. VII Tab. A der neuen Euratom-Grundnormen. Eine separate Prüfung der Aktivitäten der entstehenden Schlacke und der entstehenden Stäube gegen die Werte in Anh. VII Tab. A der neuen Euratom-Grundnormen ist dagegen gegenstandslos.

3.3.5 Zusammenfassung der Ergebnisse

Die Darstellung in den Abschnitten 3.3.2, 3.3.3 und 3.3.4 zeigt, dass die Behandlung von Aufkonzentrationsprozessen in RP 89 und in SR 44 und somit RS-G-1.7 völlig identisch erfolgt. Daher ist auch der Umgang mit der spezifischen Aktivität der Nebenprodukte Schlacke und Stäube jeweils vollständig identisch: diese spezifische Aktivität kann für etliche Nuklide durchaus die spezifische Aktivität im Ausgangsmaterial (Schrott) deutlich übersteigen. Allerdings wird in RP 89 und in SR 44 gezeigt, dass hierdurch keine Exposition oberhalb des Dosisrichtwerts 10 $\mu\text{Sv/a}$ entstehen kann.

3.4 Beispiele für Ergebnisse der Modellrechnungen

Um einen Einblick in die Bandbreite der radiologischen Relevanz der betrachteten Szenarien für Radionuklide mit verschiedenen Eigenschaften zu geben, stellt Tabelle 3.4 die Ergebnisse der Berechnungen für die Nuklide Co-60 und Cs-137 zusammen. Die Bezeichnung der Szenarien orientiert sich an den in RP 117 betrachteten Szenarien [EUR 00C]. Grau hinterlegt sind jeweils die maximalen Dosisbeiträge.

Tabelle 3.4: Ergebnisse der Berechnungen für massenbezogene Freigabewerte für Metallschrott zum Einschmelzen gem. Anl. III Tab. 1 Sp. 10a StrlSchV (alle Angaben in $\mu\text{Sv/a}$)

Nuklid	Transport		Cu	Ingestion		Cu	Al	Inhalation			
	Fe	Al		Ind.ofen	Lib.ofen			Ind.ofen	Lib.ofen	Cu	Al
Co-60	1,1E+01	1,1E+01	1,1E+01	3,8E-03	3,8E-04	3,2E-03	2,8E-05	4,2E-04	1,6E-04	1,2E-02	1,2E-02
Cs-137+	2,1E+00	2,3E+00	2,1E+00	2,9E+00	2,9E-01	6,1E-02	1,1E-01	5,8E-02	2,2E-02	4,3E-02	4,3E-02

Nuklid	Produktnutzung					Inh. Schlacke Sportpl.			Aufber. Al Schlacke	Deponiearb. Staub		Deponiearb. Schlacke.			
	Schiffs teil	Küche	Cu	Trom pete	Al	Ind.ofen	Lib.ofen	Cu		EB Fe Ind.ofen	EB Fe Lib.ofen	EB Fe Ind.ofen	EB Fe Lib.ofen	EB Cu	EB Al
Co-60	2,0E+01	1,7E+00	3,9E-01	9,4E-01	7,5E+00	3,2E-03	3,2E-05	3,2E-03	2,0E-01	2,2E-01	4,5E-01	4,5E-01	3,0E-01	4,6E+00	3,3E-01
Cs-137+	4,8E-03	4,1E-04	1,9E-01	4,1E-01	1,8E-01	2,3E-03	2,3E-04	2,3E-03	3,6E-01	7,2E+00	1,4E+01	7,2E-01	4,8E-01	7,5E-01	5,3E-01

EB = externe Bestrahlung, Inh. = Inhalation
Fe = Eisen, Cu = Kupfer, Al = Aluminium, Ind.ofen = Induktionsofen, Lib.ofen = Lichtbogenofen

Eine Übersicht aller berechneten massenbezogenen Freigabewerte aus RP 89 zeigt Tabelle 3.5. Die jeweils restriktivsten Werte wurden für die Gesamttempfhlung und somit auch für Anl. III Tab. 1 Sp. 10a StrlSchV übernommen. Sie ergeben sich für die überwiegende Zahl der Nuklide für die Freigabe von Reststoffen aus Eisenmetall.

Tabelle 3.5: Massenspezifische Freigabewerte nach Anl. III Tab. 1 Sp. 10a StrlSchV sowie Freigabewerte für Eisenmetall-, Kupfer- und Aluminiumschrott nach [EUR 98]

Nukl.	Sp. 10a	Eisen	Kupfer	Aluminium
H-3	1.000	1,4E+3	8,6E+4	1,8E+4
C-14	80	7,6E+1	2,7E+3	5,5E+2
Na-22	0,1	1,5E-1	1,5E+0	4,0E-1
S-35	600	5,7E+2	1,1E+4	2,9E+3
Cl-36	10	1,3E+1	3,0E+2	3,6E+2
K-40	-	1,8E+0	1,8E+1	5,4E+0
Ca-45	600	5,8E+2	5,9E+2	1,4E+3

Nukl.	Sp. 10a	Eisen	Kupfer	Aluminium
Sc-46	0,3	3,0E-1	7,3E-1	4,3E-1
Mn-53	10.000	3,0E+4	3,8E+5	1,8E+6
Mn-54	2	1,6E+0	4,0E+0	3,8E+0
Fe-55	10.000	2,7E+4	3,4E+4	7,0E+4
Co-56	0,4	4,2E-1	8,0E-1	8,2E-1
Co-57	20	1,5E+1	1,8E+2	3,0E+1
Co-58	1	1,4E+0	3,6E+0	3,3E+0

Nukl.	Sp. 10a	Eisen	Kupfer	Aluminium
Co-60	0,6	5,8E-1	1,2E+0	1,2E+0
Ni-59	10.000	3,8E+5	2,0E+4	8,7E+4
Ni-63	10.000	3,0E+5	1,5E+4	1,2E+5
Zn-65	0,5	5,3E-1	5,2E+0	5,2E+0
As-73	100	1,4E+3	1,4E+2	4,6E+2
Se-75	3	3,0E+0	3,9E+0	3,0E+0
Sr-85	1	1,5E+0	2,7E+0	1,8E+0
Sr-90	9	1,4E+1	8,9E+0	4,0E+1
Y-91	30	9,3E+1	3,0E+1	9,2E+1
Zr-93	10	7,9E+3	5,3E+1	1,1E+1
Zr-95	0,6	9,0E-1	9,4E-1	5,7E-1
Nb-93m	400	1,7E+4	1,8E+3	3,7E+2
Nb-94	0,4	4,0E-1	9,0E-1	5,7E-1
Mo-93	200	1,7E+2	8,1E+3	2,3E+3
Tc-97	400	3,6E+2	3,5E+3	2,2E+3
Tc-97m	1.000	7,1E+3	9,9E+2	1,6E+3
Tc-99	40	3,9E+1	3,8E+2	5,3E+2
Ru-106	1	1,4E+0	7,0E+0	9,2E+0
Ag-108m	0,8	8,2E-1	8,6E-1	2,2E+0
Ag-110m	0,5	5,1E-1	5,3E-1	1,2E+0
Cd-109	20	2,2E+1	3,2E+2	1,8E+2
Sn-113	2	1,6E+0	2,0E+1	3,7E+0
Sb-124	0,5	7,7E-1	8,1E-1	4,6E-1
Sb-125	3	3,2E+0	3,9E+0	3,4E+0
Te-123m	10	1,2E+1	1,1E+1	9,8E+0
Te-127m	60	1,6E+2	5,2E+1	5,0E+2
I-125	3	3,0E+0	1,4E+2	1,4E+2
I-129	0,4	4,0E-1	1,9E+1	6,3E-1
Cs-134	0,2	2,1E-1	2,3E+0	5,8E-1
Cs-135	20	2,2E+1	8,6E+2	3,3E+2
Cs-137	0,6	5,8E-1	6,7E+0	1,6E+0
Ce-139	9	1,2E+1	1,1E+1	9,4E+0
Ce-144	10	1,1E+1	1,8E+1	2,1E+1
Pm-147	6.000	5,9E+3	7,5E+4	3,0E+4
Sm-151	7.000	7,4E+3	1,6E+5	4,1E+4
Eu-152	0,5	4,6E-1	2,7E+0	7,9E-1
Eu-154	0,5	5,2E-1	2,4E+0	7,3E-1
Eu-155	30	6,9E+1	6,5E+1	3,0E+1
Gd-153	20	5,0E+1	4,5E+1	1,9E+1
Tb-160	0,6	5,9E-1	1,4E+0	8,2E-1
Tm-170	70	6,6E+2	7,2E+1	7,1E+2
Tm-171	700	1,7E+4	7,4E+2	3,7E+3
Ta-182	0,5	4,9E-1	1,2E+0	6,9E-1
W-181	60	1,5E+2	7,0E+2	6,0E+1
W-185	700	1,0E+3	6,8E+2	6,3E+3
Os-185	0,5	5,1E-1	5,6E+0	5,0E+0

Nukl.	Sp. 10a	Eisen	Kupfer	Aluminium
Ir-192	2	1,7E+0	6,4E+0	4,3E+0
Tl-204	300	3,4E+2	3,5E+2	5,1E+2
Pb-210	0,06	6,5E-2	1,3E+0	2,8E-1
Bi-207	0,6	9,3E-1	9,6E-1	5,8E-1
Po-210	1	1,8E+0	2,1E+1	1,5E+0
Ra-226	0,4	3,5E-1	8,5E-1	5,0E-1
Ra-228	0,7	6,6E-1	1,6E+0	9,5E-1
Th-228	0,4	4,0E-1	1,1E+0	6,0E-1
Th-229	0,1	1,2E-1	5,8E-1	1,3E+0
Th-230	0,3	3,0E-1	1,7E+0	3,8E+0
Th-232	0,3	2,7E-1	1,6E+0	3,6E+0
Pa-231	0,2	2,1E-1	5,2E-1	1,2E+0
U-232	0,8	8,0E-1	1,8E+0	4,1E+0
U-233	3	3,1E+0	6,7E+0	1,5E+1
U-234	2	3,2E+0	6,8E+0	1,6E+0
U-235	0,8	3,5E+0	7,6E+0	8,1E-1
U-236	10	3,4E+0	7,4E+0	1,7E+1
U-238	10	3,7E+0	8,1E+0	1,8E+0
Np-237	0,6	5,9E-1	3,1E+0	7,0E+0
Pu-236	0,7	7,4E-1	3,6E+0	8,1E+0
Pu-238	0,3	2,7E-1	1,5E+0	3,5E+0
Pu-239	0,2	2,5E-1	1,5E+0	3,3E+0
Pu-240	0,2	2,5E-1	1,5E+0	3,3E+0
Pu-241	10	1,3E+1	8,0E+1	1,8E+2
Pu-242	0,3	2,7E-1	1,5E+0	3,4E+0
Pu-244	0,3	2,7E-1	1,5E+0	2,7E+0
Am-241	0,3	3,1E-1	1,7E+0	3,9E+0
Am-242m	0,3	3,2E-1	1,9E+0	4,4E+0
Am-243	0,3	3,1E-1	1,7E+0	3,9E+0
Cm-242	5	5,0E+0	1,3E+1	2,8E+1
Cm-243	0,4	4,3E-1	2,3E+0	5,3E+0
Cm-244	0,5	5,2E-1	2,7E+0	6,2E+0
Cm-245	0,3	3,0E-1	1,7E+0	3,9E+0
Cm-246	0,3	3,0E-1	1,7E+0	3,9E+0
Cm-247	0,3	3,3E-1	1,9E+0	2,9E+0
Cm-248	0,08	8,3E-2	4,9E-1	1,1E+0
Bk-249	200	1,9E+2	4,6E+2	1,1E+3
Cf-248	3	3,4E+0	7,6E+0	1,7E+1
Cf-249	0,4	4,2E-1	1,0E+0	2,3E+0
Cf-250	0,9	8,7E-1	2,1E+0	4,8E+0
Cf-251	0,4	4,2E-1	1,0E+0	2,3E+0
Cf-252	1	1,5E+0	3,6E+0	8,1E+0
Cf-254	0,7	7,3E-1	1,6E+0	4,8E+0
Es-254	3	3,5E+0	7,7E+0	1,8E+1

3.5 Gültigkeit der Annahmen bzgl. Massenströmen von Stahl und Schrott in RP 89

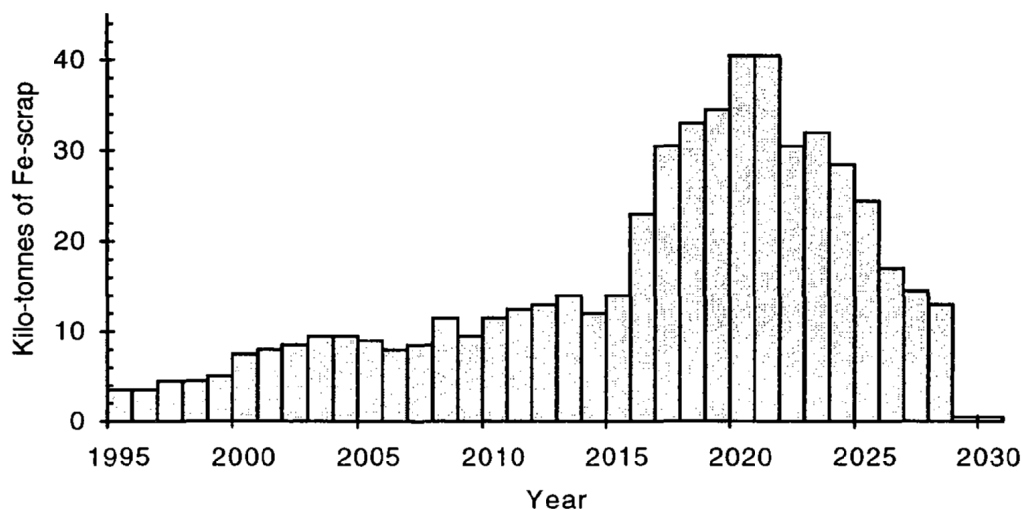
Aufgrund der Tatsache, dass in Deutschland in den kommenden Jahrzehnten eine größere Zahl von Kernkraftwerken parallel stillgelegt werden wird und dass auch im übrigen Europa eine geringe Zahl von aktiven Rückbauprojekten (also solchen, die nicht in den sicheren Einschluss überführt werden) betrieben werden, kann die Frage gestellt werden, ob die Grundannahmen, die in RP 89 [EUR 98] bzgl. des Massenaufkommens von Stahlschrott aus dem Rückbau kerntechnischer Anlagen getroffen wurden, aus heutiger Sicht noch zutreffend sind.

In RP 89 wurden folgende Annahmen getroffen:

- “An estimate for cleared steel scrap arising from the decommissioning of commercial power reactors in the EU ... shows that up to about the year 2010 roughly 10,000 Mg/y can be expected.”
- “Steel is world-wide the number 1 raw material. With a production of 770 million tonnes it outstrips aluminium with 18 million tonnes and plastics with 98 million tonnes.”

In der Untersuchung In RP 89 wurden aber durchaus wesentliche größere jährlich freigegebene Mengen betrachtet, die die für 2010 geschätzte Zahl von 10.000 Mg/a weit übertreffen. Die unterstellte Massenentwicklung zeigt Abbildung 3.2, aus der hervorgeht, dass von bis zu mehr als 40.000 Mg/a europaweit ausgegangen wurde.

Abbildung 3.2: In RP 89 [EUR 98] unterstellte Massenentwicklung des jährlich freigegebenen Stahlschrotts aus dem Rückbau von Kernkraftwerken in der EU



Aus dieser Entwicklung wurde dann in RP 89 insgesamt der folgende Schluss gezogen (*Hervorhebung von den Autoren des vorliegenden Berichts*):

“In assessing the radiological consequences of recycling scrap metal from nuclear installations one of the most critical factors is the quantity of scrap with nuclear origin, ... The assessment assumes that **4000 Mg of carbon steel are recycled in a plant using electric arc furnaces** and **2000 Mg of stainless steel in a plant using induction furnaces**. Besides the quantity processed in a single plant the fraction of nuclear origin scrap in a single melt is important. For oxygen steel a maximum scrap fraction of about 0.33 is possible with present technology. Since the quality of the steel depends on the scrap it is very probable that only a part of the scrap fraction will originate from a nuclear source, therefore in the radiological assessment the fraction of nuclear scrap in steel is assumed to be 0.1. ...“

Diese zitierten Ausführungen aus RP 89 setzen zunächst lediglich die zu erwartende Gesamtmasse freizugebenden Schrotts und die Gesamtmasse des Stahlpools in Beziehung. Es wurde in diesem Zusammenhang in RP 89 keinesfalls unterstellt, dass die angenommenen 10.000 Mg/a bis 40.000 Mg/a freigegebenen Schrotts sich vollständig auf die 770.000.000 Mg/a produzierten Stahls verteilen würden. Der Anteil wäre in diesem Fall einige 10^{-5} und nicht 10^{-1} (10 %).

Wichtig ist also nicht das Verhältnis der jeweiligen gesamten europa- oder deutschlandweiten Massen der Stoffströme zueinander, sondern das tatsächlich zu erwartende Verhältnis in konkreten Schmelzbetrieben, was auch aus den hervorgehobenen Textstellen im obigen Zitat hervorgeht. Aus folgenden Gründen besteht daher auch in Zukunft kein Widerspruch zu den Grundannahmen in RP 89:

- Es gibt gegenwärtig deutschlandweit mindestens zwischen 5 und 10 Schmelzbetriebe, die unter Anwendung der Freigabewerte nach Anl. III Tab. 1 Sp. 10a StrlSchV freigegebenen Schrott annehmen. Dies ist ein konservativ niedriger Erfahrungswert, der sich aus den aktuellen Freigaben deutscher Kernkraftwerke ableiten lässt.
- Die in Anl. IV Teil G Nr. 3 StrlSchV geforderte Einhaltung der Vermischung 1:10 wird bei allen Einschmelzbetrieben in Deutschland deutlich überschritten.
 - Stahlwerke gehören zu den Hauptabnehmern von Metallschrotten (21 Mio. Mg zur Stahlherstellung in 2007), da Schrott je nach Stahlherstellungsverfahren einen erheblichen Anteil an der Stahlproduktion ausmacht (wie auch schon in RP 89 dargestellt und diskutiert wurde).
 - Die Annahme zur Vermischung wird jedoch auch von der weit überwiegenden Zahl von Gießereibetrieben eingehalten (Beispiel: 2012 wurde in 207 Gießereibetrieben für Fe-Guss in Deutschland 4,3 Mio. Mg Formteile hergestellt, so dass sich ein einfacher arithmetischer Mittelwert von ca. 21.000 Mg Jahreskapazität je Gießereibetrieb errechnet). Hierdurch ist auch der unwahrscheinliche Fall abgedeckt, dass der Schrott direkt einer Gießerei zur Produktherstellung (und nicht zunächst einem Stahlwerk) zugeführt werden sollte.
- Die Anzahl der gleichzeitig Schrott freigebenden Rückbauprojekte reicht vor diesem Hintergrund in Deutschland nicht aus, um rechnerisch selbst bei Annahme einer unter Anwendung der Freigabewerte nach Anl. III Tab. 1 Sp. 10a StrlSchV freigegebenen Schrottmenge von je 1.000 Mg/a je Kernkraftwerksblock in einen Widerspruch zur Vermischungsannahme 1:10 zu geraten.

Die pro Jahr unter Anwendung der Freigabewerte nach Anl. III Tab. 1 Sp. 10a StrlSchV freigegebene Materialmenge wird daher auch künftig in einem Bereich liegen, der mit den Annahmen in RP 89 kompatibel ist.

3.6 Typische Nuklidvektoren für metallische Reststoffe ihr Einfluss auf die Ausschöpfung von Freigabewerten

3.6.1 Überblick

Es ist nicht möglich, eine Liste von Nuklidvektoren anzugeben, die metallische Reststoffe 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. Die führenden radiologisch relevanten Radionuklide sind hierbei Co-60 und Cs-137. Weitere Radionuklide mit hohem Aktivitätsanteil sind Fe-55 und Ni-63, die jedoch eine geringe radiologische Relevanz haben.
- Aus anderen Quellen als dem Rückbau von Kernkraftwerken können Nuklidvektoren mit gänzlich anderer Zusammensetzung entstehen, z. B. mit hohem Anteil an U und TRU 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 metallischen 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.

3.6.2 Nuklidvektoren für Kernkraftwerke im Rückbau

Beispiele für Nuklidvektoren aus Kernkraftwerken im Rückbau zeigt Tabelle 3.6. Diese Beispiele sind Anh. B von DIN 25457-4 [DIN 13] entnommen und stellen verschiedene typische Situationen dar, die dort wie folgt charakterisiert sind:

- „NV1: nur Co-60, abdeckender Ansatz bei hohem Co-60-Anteil der Kontamination; die anderen ggf. vorhandenen Radionuklide werden bei der Messung durch Co-60 vertreten;
- NV2: nur Cs-137, abdeckender Ansatz bei hohem Cs-137-Anteil der Kontamination; die anderen ggf. vorhandenen Radionuklide werden bei der Messung durch Cs-137 vertreten;
- NV3 und NV4: keine Brennelementschäden, einige Jahre nach endgültiger Abschaltung. Große Variabilität der Aktivitätsanteile von Co-60 und Cs-137;
- NV5: Kontamination, geringfügiger Alpha-Anteil;
- NV6: komplexere Kontamination, höherer Alpha-Anteil;
- NV7: komplexere Kontamination, geringfügiger Alpha-Anteil;
- NV8: aktivierter Stahl ohne Oberflächenkontamination einige Jahre nach endgültiger Abschaltung.“

Tabelle 3.6: Beispiele möglicher Nuklidvektoren aus Kernkraftwerken im Rückbau – Angabe der Aktivitätsanteile in % [DIN 13]

Radionuklid	NV1	NV2	NV3	NV4	NV5	NV6	NV7	NV 8
Fe-55			20	2	5	17	16,0	85
Ni-59							21,0	
Ni-63			48	20	29	30	43,0	10
Co-60	100		24	9	4	15	15,0	5
Sr-90+					4		0,5	
Ag-108m							0,5	
Cs-137+		100	8	69	54	2	0,5	
Eu-152						6	1,0	
Eu-154						2	0,5	
Eu-155							0,2	
Pu-239/240						4	0,2	
Pu-241					3	18	1,5	
Am-241					1	6	0,1	
Summe	100	100	100	100	100	100	100,0	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 3.6.3 näher eingegangen. Weitere Besonderheiten bestehen in Anlagen des Brennstoffkreislaufs, die in Abschnitt 3.6.4 behandelt werden.

3.6.3 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-Forschungsvorhabens „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 metallischer Bauteile vor, die durch Korrosion, Oberflächenabtrag und Verfrachtung im Primärkreislauf einen Bestandteil der Kontamination in Kernkraftwerken bilden. Diese Nuklidvektoren beziehen sich auch auf Co-arme Stähle. Zu diesen zählen solche mit Co-Gehalten $< 2.000 \text{ ppm}$ ($< 0,2 \%$) – vgl. u.a. die Darstellung in „Das Werkstoffkonzept in deutschen Leichtwasserreaktoren – Beitrag zur Anlagensicherheit, Wirtschaftlichkeit und Schadensvorsorge“ (atw 12/2008, S. 766-780; folgendes Zitat auf S. 773) mit Bezug auf die Werkstoffwahl in Konvoi-Reaktoren:

„Die Oberflächenkontamination Primärwasser-führender Komponenten von Leichtwasserreaktoren mit Korrosionsprodukten führt im Leistungsbetrieb zu einem Aktivitätsaufbau der mit dem Reaktor kommunizierenden Systemkreisläufe. Maßgeblich hierfür sind die Radionuklide Co-60 und Co-58, die über eine Neutronen-Wechselwirkung aus den Elementen Ni-58 und Co-59 entstehen. Beide Radionuklide sind Hauptverursacher für die Strahlenbelastung des Personals.

...

Im ersten Schritt erfolgte eine Substituierung Co-haltiger Hartmetallpanzerungen für die nachfolgend im Kernbereich eingesetzten Komponenten, wie Zentrierstifte für Steuerstab-Führungsrohre, Bolzen für die obere Gitterplattenzentrierung, Niederhalteplatten sowie Flanschzentrierungen für das obere Kerngerüst. Hierfür wurde eine Chromkarbidbeschichtung (Cr_3C_2) sowie eine Si-/Mn-reiche, austenitische Hartmetalllegierung (Fox Antinit 300) ausgewählt. Allein mit dieser Maßnahme konnte die Oberfläche der kernnahen, radiologisch besonders wirksamen Co-Panzerungen von ehemals ca. $1,5 \text{ m}^2$ auf einen praktisch vernachlässigbaren Wert von nur noch ca. $0,04 \text{ m}^2$ reduziert werden.

Daneben wurde für alle Strukturwerkstoffe im Neutronenfeld ein Co-Gehalt $< 1.000 \text{ ppm}$ spezifiziert. Außerhalb des Kernbereiches (Steuerstabführungseinsätze, Edelstahlplattierungen für RDB, Druckhalter, HKL, HKP) sowie für die medienbeaufschlagten Komponenten der Hilfs- und Nebenanlagen betrug dieser Spezifikationswert $< 2.000 \text{ ppm}$.“

Tabelle 3.7 zeigt Mittelwerte von fünf Analysen von Stählen von RDBs in Konvoi-Reaktoren. Diese Analysen stellen dar, dass insbesondere der Co-Gehalt im Ausgangsmaterial mit $5,5 \cdot 10^{-5}$ bzw. 55 ppm deutlich unterhalb der im Zitat genannten Anteile liegt, es sich also um Co-armes Material handelt.

Tabelle 3.7: Mittelwert von 5 Analysen von Stählen von RDBs in Konvoi-Reaktoren

Element	Anteil Gew.-%
²⁶ Fe	96,7009
⁶ C	0,2215
¹³ Al	0,0250
¹⁴ Si	0,2498
¹⁵ P	0,0078
¹⁶ S	0,0080
²³ V	0,0096
²⁴ Cr	0,1023
²⁵ Mn	1,3634
²⁷ Co	0,0055
²⁸ Ni	0,6930
²⁹ Cu	0,0891
⁴² Mo	0,5244
⁵⁰ Sn	0,0025
Summe	100,0028

Typische Entwicklungen von Aktivierungen metallischer Komponenten als Funktion der Zeit zeigt Tabelle 3.8. Hierin sind beispielhaft die Aktivitätsanteile für einen Stahl ähnlicher Zusammensetzung wie in Tabelle 3.7 dargestellt, wie sich nach Reaktorbetrieb für einige Jahrzehnte, gefolgt von Abklingenlassen über die dargestellten Zeiträume ergeben. Diese Ergebnisse beruhen auf sehr detaillierten Aktivierungsrechnungen der GRS, die in [CRA 11] im Hinblick auf die Abklinglagerung von Großkomponenten ausgewertet wurden. In der genannten Untersuchung wurden auch andere Stahlsorten untersucht, die zu ähnlichen Resultaten führten. Alle bezogen sich auf Stähle, die in Reaktorkomponenten von Konvoi-Anlagen verwendet wurden.

Tabelle 3.8: Nuklidvektor in der Aktivierung für Material des RDB in Konvoi-Anlagen als Funktion der Zeit

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 3.8 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.
- Die (hier betrachtete) Aktivität von Eu-152 ist auf Spurenelemente im Stahl (Verunreinigungen) zurückzuführen. Eu-Isotope müssen bei realen aktivierten Stählen nicht unbedingt auftreten. Die Aktivität von Eu-152 kann unter ungünstigen Umständen in derselben Größenordnung wie die von Co-60 liegen.
- Diese Feststellungen ändern sich qualitativ auch nicht bei sog. „Co-armen“ Stählen.

Neben der Aktivierung mit anschließender Korrosion und somit Übergang ins Primärmedium kann Kontamination auch durch andere Mechanismen, wie Freisetzung aus den Brennelementen oder Aktivierung von Korrosionsprodukten anderer Zusammensetzung entstehen. Bei der weiteren Übertragung und Ausbreitung der Kontamination in der Anlage kann sich aufgrund chemischer Prozesse sowie natürlich aufgrund der Halbwertszeit die Zusammensetzung der Kontamination mit der Zeit ändern. Auf diese Mechanismen hat allerdings der Co-Gehalt der Stähle im Primärkreis nur eine geringe Auswirkung.

3.6.4 Nuklidvektoren aus Anlagen des Brennstoffkreislaufs

Beispiele für Nuklidvektoren aus einer Wiederaufarbeitungsanlage, die in [DIN 13] als typisch für derartige Anlagen wiedergegeben sind, zeigt Tabelle 3.9. 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 3.9: 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 in Sachsen und Thüringen, für die separate Regelungen bestanden haben.

3.6.5 Rückwirkung der festen Aktivitätsverhältnisse auf die Ausschöpfung von Freibewerten

Die Tatsache, dass durch einen Nuklidvektor feste Aktivitätsverhältnisse zwischen je zwei Radionukliden definiert werden, hat Auswirkungen darauf, wie hoch insbesondere sehr hohe Freibewerte 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. 10a StrlSchV liegen für Co-60 bei 0,6 Bq/g und für Ni-63 bei 10.000 Bq/g.

Unter der Annahme, dass das Nuklidgemisch gerade die Freigabewerte nach Anl. III Tab. 1 Sp. 10a 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. Ausgangspunkt ist die Gleichsetzung der Summenformel mit 1 (wobei alle Gleichungen ohne die Einheit Bq/g geschrieben werden):

$$\frac{A_{\text{Co-60}}}{C_{\text{Co-60}}} + \frac{A_{\text{Ni-63}}}{C_{\text{Ni-63}}} = 1$$

also:

$$\frac{A_{\text{ges}} \cdot 0,2}{0,6} + \frac{A_{\text{ges}} \cdot 0,8}{10.000} = A_{\text{ges}} \cdot (0,33333 + 0,00008) = 0,33341 \cdot A_{\text{ges}} = 1$$

Daraus folgt $A_{\text{ges}} = 2,999$ Bq/g und $A_{\text{Co-60}} = 0,5998$ Bq/g und $A_{\text{Ni-63}} = 2,3992$ Bq/g.

Die Summenformel wird fast vollständig durch die Aktivität von Co-60 ausgeschöpft. Die maximal mögliche Aktivität von Ni-63 schöpft den Freigabewert nach Anl. III Tab. 1 Sp. 10a StrlSchV nur zu 0,02 % aus.

Dieses Beispiel zeigt, dass es bei Vorliegen realer Nuklidvektoren nicht möglich ist, die teilweise sehr hohen Freigabewerte der Anl. III Tab. 1 Sp. 10a StrlSchV auch nur annähernd auszuschöpfen.

3.6.6 Zusammenfassung der Ergebnisse bzgl. Nuklidvektoren

Die Ausführungen zu Nuklidvektoren aus typischen Kontaminationssituationen und Aktivierung von Metallen in Kernkraftwerken sowie aus Anlagen des Brennstoffkreislaufs in den Abschnitten 3.6.2 bis 3.6.4 stellen dar, dass es Leitnuklide gibt, zu denen in erster Linie Co-60 und Cs-137 gehören, zu welchen die sonstigen Radionuklide in bestimmten Relationen (Aktivitätsverhältnissen) stehen. Nur dann, wenn ein fester Nuklidvektor definiert ist, kann das jeweilige Aktivitätsverhältnis als fester Wert angegeben werden. Die Darstellungen eher generischen Typs in den Abschnitten 3.6.2 bis 3.6.4 zeigen allerdings Wertebereiche für derartige Aktivitätsverhältnisse.

Aus diesen Wertebereichen können wichtige Rückschlüsse für die Ausschöpfung bzw. Nichtausschöpfbarkeit von Freigabewerten gezogen werden. Das einfache Beispiel in Abschnitt 3.6.5 illustriert dies sehr deutlich.

Fasst man beide Teile der Argumentation zusammen, so ist es für einen sehr großen Anteil metallischer Reststoffe ausgeschlossen, dass die teilweise numerisch sehr hohen Freigabewerte einiger radiologisch wenig relevanter Radionuklide auch nur annähernd für relevante Materialmengen ausgeschöpft werden können. Auf diesen Punkt wird bei der Diskussion einzelner Radionuklide in Abschnitt 5.4 zurückgegriffen.

3.7 Einfluss der Messverfahren auf die Ausschöpfung der Freigabewerte

3.7.1 Überblick

Neben dem in Abschnitt 3.6 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 Flächen bzw. in/auf den betreffenden Massen 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 wird hierbei weit unterhalb der Ausschöpfung der Freigabewerte gewählt, um überall die sichere Unterschreitung 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 KGR und KWW im Bereich einiger weniger 10 % der Freigabewerte bestimmt worden.

Auf diese beiden Einflussfaktoren wird in den folgenden Unterabschnitten im Detail eingegangen.

3.7.2 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.

3.7.3 Einfluss der Aktivitätsverteilung und der Dekontamination auf die Ausschöpfung der Freigabewerte

Im Rahmen der Durchführung des Freigabeverfahrens müssen einzelne Bereiche metallischer Komponenten und Anlagenteile 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 25457-4 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 von Komponenten oder einzelne Werkstücke auch dann zu dekontaminieren, wenn dies eigentlich nicht notwendig wäre, als solche Komponenten oder Werkstücke zurückzuholen und erneut den Freigabeprozess durchlaufen zu lassen, wenn sie bei der Entscheidungsmessung Freigabewerte (scheinbar) überschreiten. Somit werden eher zu viele als zu wenige Komponenten bzw. Werkstücke einer Dekontamination unterworfen.
- Bei einzelnen Komponenten und Werkstücken 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 mit Medienstrahlen behandelt die Person, die das Strahlverfahren ausführt, immer größere zusammenhängende Bereiche. Bei automatischen Verfahren wie Schleuderrad-Strahlanlagen, die immer weitere Verbreitung finden, ist eine selektive Behandlung einzelner Flächen ohnehin nicht möglich. Bei chemischen Dekont-Bädern wird immer die gesamte Komponente bzw. das gesamte Werkstück eingetaucht und dekontaminiert. 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 nur sehr kurze Einwirkung des Strahlverfahrens, ist aber weder technisch

machbar noch könnte die hierfür erforderliche Differenzierung von Vorgaben für jedes Einzelteil an denjenigen, der das Dekontaminationsverfahren ausführt, erfolgen. Die Einwirkung des Strahlverfahrens erfolgt daher immer so lange und so intensiv, dass aufgrund von Erfahrungswerten von einem sicheren Dekontaminationserfolg ausgegangen werden kann. Dies geht in der Regel mit sehr hohen Dekontaminationsfaktoren einher.

- Bei der Entscheidungsmessung wird die Entscheidung, eine Komponente oder ein Werkstück nicht freizugeben und erneut der Dekontamination und der Freigabe zuzuführen, getroffen, 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. Solche „Rückläufer“ durchlaufen daher die Dekontamination 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 metallische Reststoffe unterstellt wurde.

3.8 Ergänzung weiterer Radionuklide zur Einbeziehung in den Vergleich

Die Durchsicht der Liste von Radionukliden, für die in Anl. III Tab. 1 Sp. 10a StrlSchV keine Freigabewerte vorliegen, jedoch in den übrigen Spalten 5 bis 10 Freigabewerte vorhanden sind, ergibt die folgenden Nuklide (Angabe jeweils mit Halbwertszeit in Klammern):

- Si-32 (101 a),
- K-40 ($1,3 \cdot 10^9$ a),
- Ca-41 (10^5 a),
- Ca-47 (4,5 d),
- Zn-89m (13,8 h) und
- Hg-203 (46,6 d).

Aus dieser Liste können aufgrund ihrer sehr geringen Halbwertszeit Ca-47 und Zn-89m ausgeschlossen werden. Die Berücksichtigung von K-40 als Kontamination auf metallischen Reststoffen zum Einschmelzen ist im Zusammenhang mit der Freigabe nach § 29 StrlSchV von sehr geringer Relevanz; vielmehr sind hier die Regelungen für NORM in Teil 3 der StrlSchV einschlägig. Ca-41 ist ebenfalls kein Kontaminant für metallische Reststoffe, da es im kerntechnischen Bereich praktisch nur als Aktivierungsprodukt im Beton eine Rolle spielt.

Vor diesem Hintergrund werden Si-32 und Hg-203 als Radionuklide ausgewählt, für die Freigabewerte für Anl. III Tab. 1 Sp. 10a StrlSchV berechnet werden. Die Ergebnisse zeigt Tabelle 3.10.

Tabelle 3.10: Neu berechnete Freigabewerte für Si-32 und Hg-203 als Ergänzung für Anl. III Tab. 1 Sp. 10a StrlSchV

Nuklid	Freigabewert für Anl. III Tab. 1 Sp. 10a StrlSchV	Halbwertszeit
Si-32	500 Bq/g	101 a
Hg-203	2 Bq/g	46,6 d

Auf einen Vergleich der berechneten Freigabewerte dieser beiden Nuklide mit denjenigen der übrigen Spalten der Anl. III Tab. 1 StrlSchV wird an dieser Stelle nicht eingegangen.

4. REGELUNGEN FÜR DIE FREIGABE VON METALLISCHEN RESTSTOFFEN IN DER STRLSCHV

4.1 Regelungen in § 29 StrlSchV

§ 29 StrlSchV enthält in Abs. 2 Nr. 2 Buchst. d die folgende Regelung zur Freigabe:

Die zuständige Behörde kann davon ausgehen, dass dies [*d. h. die Einhaltung der Voraussetzungen für die Freigabe*] erfüllt ist, wenn ...

2. für eine Freigabe von ...

d. Metallschrott zur Rezyklierung die Einhaltung der in der Anlage III Tabelle 1 Spalte 10a genannten Freigabewerte sowie der in Anlage IV Teil A Nr. 1 und Teil G genannten Festlegungen und, sofern eine feste Oberfläche vorhanden ist, die Einhaltung der Werte der Oberflächenkontamination der Anlage III Tabelle 1 Spalte 4

nachgewiesen ist.

Hierbei ist allerdings auch § 29 Abs. 2 Satz 5 StrlSchV zu beachten:

Die zuständige Behörde kann in den Fällen des Satzes 2 Nummer 2 Buchstabe a, b und d auf den Nachweis darüber verzichten, dass die Werte der Oberflächenkontamination der Anlage III Tabelle 1 Spalte 4 eingehalten werden, wenn auszuschließen ist, dass Personen durch die freizugebenden Stoffe kontaminiert werden können.

Da die Anwendung der Werte der Oberflächenkontamination bei der Freigabe bedeuten würde, dass neben den Freigabewerten nach Anl. III Tab. 1 Sp. 10a StrlSchV weitere Anforderungen an die Aktivität des freizugebenden Material gestellt würden, würde dies zu einer Verringerung der tatsächlich freigebbaren Aktivität führen. Dies wäre bei dem hier durchzuführenden Vergleich jedoch nicht konservativ. Daher wird für den Vergleich in Abschnitt 5 davon ausgegangen, dass kein Nachweis der Einhaltung der Werte der Oberflächenkontamination nach Anl. III Tab. 1 Sp. 4 StrlSchV erfolgen muss. Dies ist im vorliegenden Fall die konservative Annahme.

4.2 Regelungen in Anl. IV Teil G StrlSchV

Anl. IV Teil G StrlSchV enthält Regelungen für die Mindestanforderungen an den Verwertungsbetrieb, in welchem der Metallschrott eingeschmolzen wird:

Teil G: Freigabe von Metallschrott zur Rezyklierung

1. Eine Freigabe von Metallschrott zur Rezyklierung setzt voraus, dass der Metallschrott, für den eine wirksame Feststellung nach § 29 Absatz 3 getroffen wurde, eingeschmolzen wird.

2. Die Werte der Anlage III Tabelle 1 Spalte 10a gelten nicht für Verbundstoffe aus metallischen und nicht-metallischen Komponenten.

3. Es sind nur solche Schmelzbetriebe geeignet, bei denen ein Mischungsverhältnis von 1:10 von freigegebenem Metallschrott zu anderen Metallen gewährleistet werden kann oder die einen Durchsatz von mindestens 40.000 Tonnen im Kalenderjahr aufweisen.

Für den in Abschnitt 5 durchzuführenden Vergleich ist somit insbesondere ausschlaggebend, dass beim Einschmelzen eine Vermischung 1:10 mit Material anderer Herkunft zu unterstellen ist. Dies ist in aller Regel die weniger restriktive Anforderung, da bei Rückbauprojekten kerntechnischer Anlagen die jährlich nach Anl. III Tab. 1 Sp. 10a StrlSchV freigegebene Metallmasse im Bereich von weniger als 1.000 Mg liegt und somit ein Einschmelzbetrieb, der über eine Jahreskapazität von gerade 40.000 Mg verfügt, aus mindestens 5 solcher Rückbauprojekte gleichzeitig freigegebenes Material

annehmen müsste, um das unterstellte Mischungsverhältnis 1:10 zu unterschreiten. Dies ist jedoch nur als Rechenexempel zu verstehen, mit dem verdeutlicht wird, dass in der Praxis in Deutschland von den beiden Anforderungen in Anl. IV Teil G Nr. 3 StrlSchV das Mischungsverhältnis von 1:10 die restriktivere Anforderung darstellt als der Durchsatz der Schmelzanlage von 40.000 Mg/a.

Die Ausführungen in Abschnitt 3.5 unterstreichen diesen Befund. Für die weiteren Betrachtungen wird daher von einem Mischungsverhältnis 1:10 zwischen dem freigegebenen metallischen Material und Material sonstiger Herkunft beim Einschmelzen ausgegangen.

4.3 Abgrenzung zu besonderen Formen des nach § 7 StrlSchV genehmigten Umgangs

4.3.1 Strahlenquellen

Die häufigsten Einsatzbereiche für Strahlenquellen in der Industrie liegen im Bereich der Kalibrierung von Messgeräten, bei der Werkstoffprüfung, der Produktbestrahlung und -sterilisation, sowie bei Füllstands- und Dichtemessungen. In der Medizin werden Strahlenquellen zumeist in der Strahlentherapie und bei der Blutbestrahlung eingesetzt. Die am häufigsten in diesen Strahlern verwendeten Radionuklide sind Co-60, Ir-192, Cs-137, Sr-90 und Am-241.

Strahlenquellen und hochradioaktive Strahlenquellen sind nicht Gegenstand der vorliegenden Betrachtung. Für Strahlenquellen besteht die Pflicht zur Abgabe an den Hersteller bzw. zur Ablieferung als radioaktiver Abfall an eine Landessammelstelle. Beim Hersteller werden sie ggf. neu konfektionierte oder aber als radioaktiver Abfall über die Landessammelstellen entsorgt. Strahlenquellen können daher nicht Ursache für die Kontamination metallischer Reststoffe sein.

4.3.2 Radionuklide in bauartzugelassenen Vorrichtungen

Bauartzugelassene Vorrichtungen sind Geräte, bei denen anhand von technischen Beschreibungen und Zeichnungen geprüft wird, ob die Konstruktion und Beschaffenheit eines Gerätes oder Produktes den für diesen Zweck geltenden Vorschriften entsprechen. Eine individuelle Zulassung der einzelnen produzierten Geräte oder Produkte ist dann nicht mehr erforderlich. Im Bereich des Strahlenschutzes ist die Bauartzulassung in Abschnitt 7 (§§ 25 bis 27) StrlSchV geregelt. Im vorliegenden Zusammenhang sind insbesondere die folgenden Teile dieser Vorschriften relevant:

§ 26 Abs. 1: Wird die Bauart nach § 25 Abs. 1 zugelassen, so hat die Zulassungsbehörde einen Zulassungsschein zu erteilen. In diesen sind aufzunehmen: ... (5) bei einer Vorrichtung, die radioaktive Stoffe enthält, Anforderungen an die Rückführung der Vorrichtung an den Zulassungsinhaber oder an die Entsorgung der Vorrichtung.

§ 27 Abs. 1 Der Zulassungsinhaber hat ... 5. sicherzustellen, dass eine bauartzugelassene Vorrichtung, die radioaktive Stoffe enthält, nach Beendigung der Nutzung wieder zurückgenommen werden kann.

§ 27 Abs. 7: Der Inhaber einer bauartzugelassenen Vorrichtung, die radioaktive Stoffe enthält, hat diese nach Beendigung der Nutzung unverzüglich an den Zulassungsinhaber zurückzugeben. Ist dies nicht oder nur mit unverhältnismäßig hohem Aufwand möglich, so ist sie an eine Landessammelstelle oder an eine von der zuständigen Behörde bestimmte Stelle abzugeben.

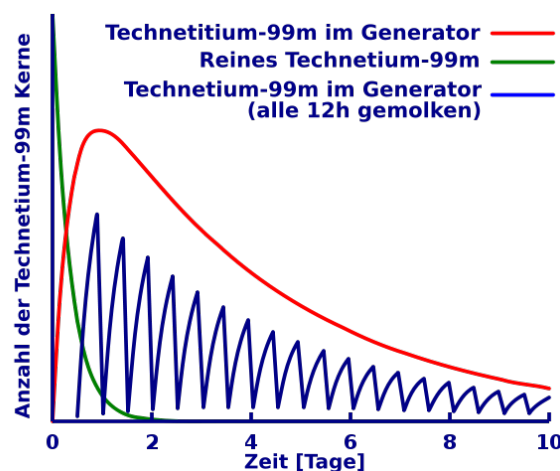
Bauartzugelassene Vorrichtungen, die radioaktive Stoffe enthalten, müssen also nach Ende ihrer Einsatzdauer geordnet entsorgt werden. Sie können daher nicht Ursache für die Kontamination metallischer Reststoffe sein.

4.3.3 Radionuklidgeneratoren

Radionuklidgeneratoren sind Vorrichtungen zur Erzeugung kurzlebiger Radionuklide im Krankenhaus zur direkten Anwendung am Patienten. Während das Mutternuklid zerfällt, wird das kurzlebige Tochternuklid schnell nachgebildet und kann nach ausreichendem Aktivitätsaufbau entnommen werden.

Ein bekanntes Beispiel für solche Radionuklidgeneratoren ist die sogenannte „Molybdän-Kuh“ bzw. der Technetium-99m-Generator. Die Halbwertszeit des Mutternuklids ^{99}Mo ist mit 66,0 h erheblich größer als die Halbwertszeit des Tochternuklids $^{99\text{m}}\text{Tc}$, welche bei 6,0 h liegt. Daher kann das Tochternuklid aus dem Generator etwa nach je 1 bis 2 Halbwertszeiten entnommen werden (Elutionsprozess bzw. das „Melken“ des Generators), also etwa alle 6–12 h. Die nutzbare Lebensdauer eines $^{99}\text{Mo}/^{99\text{m}}\text{Tc}$ -Generators beträgt etwa drei Halbwertszeiten des Mutternuklids ^{99}Mo , also etwa eine Woche. Abbildung 4.1 zeigt ein Beispiel für den Aktivitätsverlauf infolge des „Melkens“ des Tc-99m.

Abbildung 4.1: Aktivitätsverlauf von Tc-99m im Technetium-99m-Generator ohne und mit regelmäßiger Entnahme²



Weitere Beispiele für Generatoren in der Nuklearmedizin sind u. a.:

- der Zinn-Indium-Generator für die Szintigrafie (Sn-113 , 115,1 d; In-113m , 1,7 h)
- der Tellur-Jod-Generator für die in-vitro-Diagnostik (Te-132 , 78 h; I-132 , 2,3 h)

Für die Entsorgung von derartigen Radionuklidgeneratoren kommt eine Freigabe direkt beim Anwender nicht in Betracht. Vielmehr werden die Radionuklidgeneratoren nach Ablauf ihrer Verwendbarkeit vom Hersteller zurückgenommen. Der folgende Auszug aus einer Betriebsanleitung zeigt dies beispielhaft:

„Radionuklidgeneratoren mit Bleiabschirmungen sind vom Anwender nach dem Ablauf der Verwendbarkeitsfrist als radioaktiver Abfall im Einklang mit den gesetzlichen Bestimmungen sowie den Auflagen / Anforderungen der von den örtlich zuständigen strahlenschutzrechtlichen Aufsichtsbehörden erteilten Umgangsgenehmigung zu entsorgen.

Genaue Anweisungen für die Rückgabe der Generatoren an den Hersteller sind jedem Generator beigelegt. Die Anwender werden darauf hingewiesen, dass Verpackung, Dokumentation und

²) „Technetium-99m Generator Tc-99m-Contend versus Time“ von Dirk Hünigler - Eigenes Werk. Lizenziert unter CC BY-SA 3.0 über Wikimedia Commons - http://commons.wikimedia.org/wiki/File:Technetium-99m_Generator_Tc-99m-Contend_versus_Time.svg#mediaviewer/File:Technetium-99m_Generator_Tc-99m-Contend_versus_Time.svg

Transportart den internationalen Transportvorschriften und örtlich gültigen Vorschriften oder diesbezüglich zu beachtenden Verhaltenskodizes entsprechen müssen.“ [ROT 11]

Eine Nachfrage bei der Eckert & Ziegler Gruppe hierzu ergab, dass verbrauchte Radionuklidgeneratoren in aller Regel wieder an den Hersteller zurückgegeben werden. Es ist daher sehr unwahrscheinlich, dass die Nuklide aus solchen Radionuklidgeneratoren zu einer Kontamination beim Anwender beitragen. Kontaminationen durch die jeweiligen Tochternuklide alleine sind für die hier vorliegende Fragestellung aufgrund der jeweils sehr kurzen Halbwertszeiten ohnehin irrelevant.

4.3.4 Abklingenlassen von Abfällen aus Medizin und Forschung

Im Bereich der Abfälle insbesondere aus Medizin und Forschung wird die Einhaltung der Freigabewerte oft dadurch erreicht, dass die Abfälle eine bestimmte Zeit abklingen, so dass aufgrund der Kenntnis der vorliegenden Nuklide, der gehandhabten Aktivitäten und der Halbwertszeiten entschieden werden kann, wann die Summenformel bzgl. der relevanten Freigabewerte gerade den Wert 1 unterschreitet und somit eine Freigabe möglich ist. Von dieser Praxis sind jedoch nahezu keine metallischen Reststoffe betroffen, es handelt sich vielmehr um die typischerweise im Labor- und Klinikalltag anfallenden Abfälle wie Verpackungen, Glas- und Kunststoffgefäße, andere Arten organischer Abfälle usw.

5. PRÜFUNG DER KOMPATIBILITÄT ZWISCHEN DEN FREIGABEWERTEN NACH ANL. III TAB. 1 SP. 10A 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. 10a StrlSchV und den neuen Freigrenzen gem. Anh. VII Tab. A Euratom-Grundnormen lassen sich aus den Abschnitten 3 und 4 die folgenden Schlussfolgerungen ziehen:

- Die Szenarien für das Einschmelzen von metallischen Reststoffen betrachten sowohl das Produktmetall als auch die Nebenprodukte Schlacke und Stäube. Es sind daher auch diese drei Stoffgruppen in die Betrachtung einzubeziehen.
- Die Vermischung im Stahlwerk bzw. im Einschmelzbetrieb ist Bestandteil des radiologischen Modells, wie in Abschnitt 3.2 beschrieben. Dies wurde in der deutschen StrlSchV in Anl. IV Teil G als Voraussetzung für die Freigabe verrechtlicht (vgl. Abschnitt 4). Diese Vermischung ist daher in Ansatz zu bringen für die Herstellung des Produktmetalls und für die Betrachtung der Nebenprodukte.
- Die Partitionierung der chemischen Elemente in das Produktmetall und in die Nebenprodukte Schlacke und Filterstäube ist Bestandteil des radiologischen Modells. Es liegen hierfür verlässliche Messungen vor, die eine abdeckende Betrachtung erlauben. Die Partitionierung der chemischen Elemente ist daher in Ansatz zu bringen.
- In freigegebenem Material liegen die Radionuklide immer als Bestandteil von Nuklidvektoren vor. Nur in wenigen Fällen ist das Vorliegen lediglich eines einzelnen Nuklids vorstellbar. An die Aktivitäten der Schlüsselnuklide (vgl. hierzu DIN 25457-1 [DIN 14] und DIN 25457-4 [DIN 13]) 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 letzter 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 unter Berücksichtigung der verschiedenen zu berücksichtigenden Einflussfaktoren gem. Abschnitt 5.1 auf drei Beispiele angewendet: Co-60, Ni-63 und C-14. Diese Beispiele wurden gewählt, um die verschiedenartigen Argumentationen je nach radiologischen Eigenschaften und Anteil der Nuklide am Nuklidvektor darzustellen.

Die Vorgehensweise in Abschnitt 5.3 folgt demselben Schema, wird aber unmittelbar auf alle Radionuklide, für die Freigabewerte nach Anl. III Tab. 1 Sp. 10a StrlSchV existieren, angewendet.

5.2.1 Beispiel: Co-60

Freigabewert nach Anl. III Tab. 1 Sp. 10a StrlSchV:	0,6 Bq/g
Freigrenze nach Anh. VII Tab. A Euratom-Grundnormen:	0,1 Bq/g
Verhältnis:	6

Co-60 kann zu 100 % in Nuklidvektoren insbesondere aus Kernkraftwerken auftreten. Das Verhältnis von 6 zwischen Freigabewert und Freigrenze wird durch die bei der Freigabe von metallischen Reststoffen zur Rezyklisierung einzuhaltende Vermischung von 1:10 kompensiert. Metallschrott, der mit einem Nuklidvektor von 100 % Co-60 unter vollständiger Ausschöpfung der Freigabewerte nach Anl. III Tab. 1 Sp. 10a StrlSchV freigegeben werden würde, würde somit zu einem Produktmetall führen, das höchstens 0,06 Bq/g Co-60 aufweist. Reale Anteile am Nuklidvektor sowie die Nichtausschöpfung der Freigabewerte reduzieren diesen Wert noch weiter.

Daher ist der Freigabewert nach Anl. III Tab. 1 Sp. 10a StrlSchV für Co-60 kompatibel zum Wert der neuen Freigrenze nach Anh. VII Tab. A Euratom-Grundnormen.

5.2.2 Beispiel: Ni-63

Freigabewert nach Anl. III Tab. 1 Sp. 10a StrlSchV:	10.000 Bq/g
Freigrenze nach Anh. VII Tab. A Euratom-Grundnormen:	100 Bq/g
Verhältnis:	100

Ni-63 kann auf metallischen Reststoffen aus dem Betrieb und dem Rückbau von Kernkraftwerken auftreten. Es wird an das Schlüsselnuklid Co-60 korreliert. Aufgrund des Entstehungsmechanismus als Neutronenaktivierungsprodukt von Nickel ist es in kerntechnischen Anlagen immer mit anderen Aktivierungsprodukten wie Co-60 oder Fe-55 usw. vergesellschaftet. Seine Aktivität kann diejenige des Co-60 in realen Fällen um ca. den Faktor 5 übersteigen (Halbwertszeiten).

Unterstellt man, dass der Korrelationsfaktor zu Co-60 in Ausnahmefällen 10 betrüge, so kann die Aktivität von Ni-63 in freigegebenem Material also den Wert 6 Bq/g nicht übersteigen, da der Freigabewert von Co-60 bei 0,6 Bq/g liegt. Der Freigabewert 10.000 Bq/g spielt somit in der Praxis keine Rolle.

Beim Einschmelzen geht Ni-63 in das Produktmetall über. Unter der zusätzlichen Berücksichtigung einer Vermischung von 1:10 beim Einschmelzen unterschreitet die Aktivität von Ni-63 die Freigrenze nach Anh. VII Tab. A Euratom-Grundnormen daher bei weitem. Daher ist der Freigabewert nach Anl. III Tab. 1 Sp. 10a StrlSchV für Ni-63 kompatibel zum Wert der neuen Freigrenze nach Anh. VII Tab. A Euratom-Grundnormen.

5.2.3 Beispiel: C-14

Freigabewert nach Anl. III Tab. 1 Sp. 10a StrlSchV:	80 Bq/g
Freigrenze nach Anh. VII Tab. A Euratom-Grundnormen:	1 Bq/g
Verhältnis:	80

C-14 kommt als Kontamination in Kernkraftwerken vor und wird darüber hinaus auch in Forschung und Medizin – meist zusammen mit H-3 – unmittelbar angewendet. Im Folgenden wird die allgemeine Argumentation skizziert, auf Details wird in Abschnitt 5.4.2.1 näher eingegangen.

- Beim Vorkommen in der Kontamination in Kernkraftwerken gilt folgende Argumentation: Die Aktivität von C-14 in kernkraftwerkstypischen Nuklidvektoren überschreitet die Aktivität von Co-60 und Cs-137 höchstens um eine Größenordnung, so dass analog zu Ni-63 die reale Aktivität bei der Freigabe den Bereich um 10 Bq/g nicht übersteigt. Der Freigabewert 80 Bq/g kann somit nicht selbständig ausgenutzt werden. Unter Berücksichtigung der Vermischung

1:10 weist das zum Einschmelzen gelangende metallische Material somit C-14-Aktivitäten höchstens im Bereich der neuen Freigrenzen auf. Durch die Abgabe des größten Teils dieser Aktivität mit der Fortluft und Anlagerung nur eines geringen Teils im Filterstaub ist daher auch für das Nebenprodukt Filterstaub keine Überschreitung der Freigrenzen zu besorgen.

- Beim Vorkommen in Radionuklidlaboratorien aus Medizin und Forschung kann C-14 in bestimmten Fällen als einziges Nuklid in der Kontamination vorliegen, so dass das o. g. Verhältnis von Freigabewert zu Freigrenze 80 beträgt. Die insgesamt in einem Jahr anfallende Menge metallischer Reststoffe übersteigt jedoch auch beim Abriss oder wesentlichen Umbau selbst größerer Radionuklidlaboratorien nicht den Bereich einiger 10 Mg. Bei realen metallverarbeitenden Betrieben ist die Vermischung in diesem Fall nicht 1:10, sondern mindestens 1:100. Ferner liegt die mittlere Ausschöpfung der Kontamination in diesem Fall weit unter 100 % der Freigabewerte.

Daher ist der Freigabewert nach Anl. III Tab. 1 Sp. 10a StrlSchV für C-14 kompatibel zum Wert der neuen Freigrenze nach Anh. VII Tab. A Euratom-Grundnormen.

5.3 Nuklidspezifischer Vergleich

In diesem Abschnitt werden die Schritte, die in Abschnitt 5.2 anhand von einzelnen Beispielen erläutert wurden, systematisch für alle Radionuklide durchgeführt, für die in Anl. III Tab. 1 Sp. 10a StrlSchV Freigabewerte definiert sind. Die Vorgehensweise ist dabei wie folgt:

- Zunächst wird für alle Nuklide das Verhältnis aus Freigabewerten nach Anl. III Tab. 1 Sp. 10a und der neuen Freigrenze nach Anh. VII Tab. A Euratom-Grundnormen gebildet. Falls ein Freigabewert nach Anl. III Tab. 1 Sp. 10a vorhanden ist, jedoch keine Freigrenze nach Anh. VII Tab. A Euratom-Grundnormen angegeben wurde, wird eine neue Freigrenze gemäß [THI 12] verwendet.
- Nach den Darstellungen in 4.2 ist ein Mischungsverhältnis von 1:10 von freigegebenem Metallschrott zu anderen Metallen bei der Rezyklierung ausschlaggebend. Daher wird dieses Mischungsverhältnis als regulatorische Notwendigkeit einbezogen. In Tabelle 5.1 sind alle Nuklide aufgeführt, welche unter Berücksichtigung des Mischungsverhältnisses von 1:10 Freigabewerte aufweisen, die mit den neuen Freigrenzen formal in Einklang sind. Diese Nuklide sind dadurch gekennzeichnet, dass bei Freigabe nach Anl. III Tab. 1 Sp. 10a sich durch den Einschmelzprozess eine massenspezifische Aktivität ergibt, welche kleiner oder gleich der neuen Freigrenze ist (entspr. Eintrag ≤ 1 in der letzten Spalte von Tabelle 5.1). Dieser Sachverhalt betrifft die überwiegende Zahl möglicher Nuklide. Auch die beiden in Abschnitt 3.8 neu einbezogenen Nuklide Si-32 und Hg-203 sind in dieser Auflistung enthalten (aufgeführt am Ende von Tabelle 5.1).
- Die formal nicht abgedeckten Nuklide sind in Tabelle 5.2 aufgelistet. Für diese wird eine detaillierte Einzelbetrachtung durchgeführt.
- Die jeweils zum Mutternuklid einbezogenen Tochternuklide sind zwischen den Wertesätzen der Anl. III Tab. 1 Sp. 10a StrlSchV und der RS-G-1.7 nicht vollständig deckungsgleich. Dies hat bei der praktischen Ableitung von Freigabewerten bzw. bei deren Anwendung jedoch keine nennenswerten Auswirkungen. Im Detail werden die Unterschiede zwischen den Sätzen von Tochternukliden in Anhang C untersucht. Es zeigt sich in diesem Vergleich, dass die jeweils leicht unterschiedliche Einbeziehung von Tochternukliden auf die Ergebnisse der Freigabewerte keine relevanten Auswirkungen hat, zumal wenn die Rundung auf Zehnerpotenzen berücksichtigt wird.

Tabelle 5.1: Vergleich der Freigabewerte (FGW) nach Anl. III Tab. 1 Sp. 10a StrlSchV der Freigrenzen nach Anh. VII Tab. A Euratom-Grundnormen („neue FG“) für die formal abgedeckten Nuklide

Nuklid	FGW Sp. 10 a [Bq/g]	„neue FG“ [Bq/g]	FGW/F G	FGW/F G mit Mi- schung
H-3	1E+03	1E+02	10	10%
F-18	1E+01	1E+01	1	0,1
Na-22	1E-01	1E-01	1	0,1
Na-24	1E+01	1E+00	10	1
Si-31	1E+03	1E+03	1	0,1
P-32	2E+01	1E+03	0,02	0,002
P-33	2E+02	1E+03	0,2	0,02
S-35	6E+02	1E+02	6	0,6
Cl-36	1E+01	1E+00	10	1
Cl-38	1E+01	1E+01	1	0,1
K-42	1E+02	1E+02	1	0,1
K-43	1E+01	1E+01	1	0,1
Ca-45	6E+02	1E+02	6	0,6
Ca-47	1E+01	1E+01	1	0,1
Sc-46	3E-01	1E-01	3	0,3
Sc-47	1E+02	1E+02	1	0,1
Sc-48	1E+01	1E+00	10	1
V-48	1E+00	1E+00	1	0,1
Cr-51	1E+03	1E+02	10	1
Mn-51	1E+01	1E+01	1	0,1
Mn-52	1E+01	1E+00	10	1
Mn-52m	1E+01	1E+01	1	0,1
Mn-56	1E+01	1E+01	1	0,1
Fe-52	1E+01	1E+01	1	0,1
Fe-55	1E+04	1E+03	10	1
Fe-59	1E+01	1E+00	10	1
Co-55	1E+01	1E+01	1	0,1
Co-56	4E-01	1E-01	4	0,4
Co-58	1E+00	1E+00	1	0,1
Co-58m	1E+04	1E+04	1	0,1
Co-60	6E-01	1E-01	6	0,6
Co-60m	1E+03	1E+03	1	0,1
Co-61	1E+02	1E+02	1	0,1
Co-62m	1E+01	1E+01	1	0,1
Ni-65	1E+01	1E+01	1	0,1
Cu-64	1E+02	1E+02	1	0,1
Zn-65	5E-01	1E-01	5	0,5
Zn-69	1E+04	1E+03	10	1
Zn-69m	1E+02	1E+01	10	1
Ga-72	1E+01	1E+01	1	0,1
Ge-71	4E+03	1E+04	0,4	0,04
As-73	1E+02	1E+03	0,1	0,01
As-74	1E+01	1E+01	1	0,1
As-76	1E+02	1E+01	10	1
As-77	1E+03	1E+03	1	0,1
Se-75	3E+00	1E+00	3	0,3
Br-82	1E+01	1E+00	10	1
Rb-86	2E+01	1E+02	0,2	0,02
Sr-85	1E+00	1E+00	1	0,1
Sr-85m	1E+02	1E+02	1	0,1

Nuklid	FGW Sp. 10 a [Bq/g]	„neue FG“ [Bq/g]	FGW/F G	FGW/F G mit Mi- schung
Sr-87m	1E+02	1E+02	1	10%
Sr-89	2E+01	1E+03	0,02	0,002
Sr-90	9E+00	1E+00	9	0,9
Sr-91	1E+01	1E+01	1	0,1
Sr-92	1E+01	1E+01	1	0,1
Y-90	1E+03	1E+03	1	0,1
Y-91	3E+01	1E+02	0,3	0,03
Y-91m	1E+02	1E+02	1	0,1
Y-92	1E+02	1E+02	1	0,1
Y-93	1E+02	1E+02	1	0,1
Zr-93	1E+01	1E+01	1	0,1
Zr-93	1E+01	1E+01	1	0,1
Zr-95	6E-01	1E+00	0,6	0,06
Zr-97	1E+01	1E+01	1	0,1
Nb-94	4E-01	1E-01	4	0,4
Nb-95	1E+01	1E+00	10	1
Nb-97	1E+01	1E+01	1	0,1
Nb-98	1E+01	1E+01	1	0,1
Mo-90	1E+01	1E+01	1	0,1
Mo-99	1E+02	1E+01	10	1
Mo-101	1E+01	1E+01	1	0,1
Tc-96	1E+01	1E+00	10	1
Tc-96m	1E+03	1E+03	1	0,1
Tc-97m	1E+03	1E+02	10	1
Tc-99m	1E+02	1E+02	1	0,1
Ru-97	1E+02	1E+01	10	1
Ru-105	1E+01	1E+01	1	0,1
Ru-106	1E+00	1E-01	10	1
Rh-103m	1E+04	1E+04	1	0,1
Rh-105	1E+02	1E+02	1	0,1
Pd-103	3E+02	1E+03	0,3	0,03
Pd-109	1E+03	1E+02	10	1
Ag-110m	5E-01	1E-01	5	0,5
Ag-111	4E+01	1E+02	0,4	0,04
Cd-115	1E+02	1E+01	10	1
Cd-115m	2E+01	1E+02	0,2	0,02
In-111	1E+02	1E+01	10	1
In-113m	1E+02	1E+02	1	0,1
In-114m	1E+01	1E+01	1	0,1
In-115m	1E+02	1E+02	1	0,1
Sn-113	2E+00	1E+00	2	0,2
Sn-125	2E+01	1E+01	2	0,2
Sb-122	1E+02	1E+01	10	1
Sb-124	5E-01	1E+00	0,5	0,05
Te-123m	1E+01	1E+00	10	1
Te-125m	6E+01	1E+03	0,06	0,006
Te-127	1E+03	1E+03	1	0,1
Te-127m	5E+01	1E+01	5	0,5
Te-129	1E+02	1E+02	1	0,1
Te-129m	2E+01	1E+01	2	0,2

Nuklid	FGW Sp. 10 a [Bq/g]	„neue FG“ [Bq/g]	FGW/F G	FGW/F G mit Mi- schung
Te-131	1E+02	1E+02	1	10%
Te-131m	1E+01	1E+01	1	0,1
Te-133	1E+01	1E+01	1	0,1
Te-133m	1E+01	1E+01	1	0,1
Te-134	1E+01	1E+01	1	0,1
I-123	1E+02	1E+02	1	0,1
I-125	3E+00	1E+02	0,03	0,003
I-126	2E+00	1E+01	0,2	0,02
I-130	1E+01	1E+01	1	0,1
I-131	2E+00	1E+01	0,2	0,02
I-132	1E+01	1E+01	1	0,1
I-133	1E+01	1E+01	1	0,1
I-134	1E+01	1E+01	1	0,1
I-135	1E+01	1E+01	1	0,1
Cs-129	1E+02	1E+01	10	1
Cs-131	9E+02	1E+03	0,9	0,09
Cs-132	1E+01	1E+01	1	0,1
Cs-134	2E-01	1E-01	2	0,2
Cs-134m	1E+03	1E+03	1	0,1
Cs-135	2E+01	1E+02	0,2	0,02
Cs-136	1E+01	1E+00	10	1
Cs-137	6E-01	1E-01	6	0,6
Cs-138	1E+01	1E+01	1	0,1
Ba-131	9E+01	1E+01	9	0,9
Ba-133	2E+00	2E-011)	10	1
Ba-140	1E+01	1E+00	10	1
La-140	1E+01	1E+00	10	1
Ce-139	9E+00	1E+00	9	0,9
Ce-141	7E+01	1E+02	0,7	0,07
Ce-143	1E+02	1E+01	10	1
Ce-144	1E+01	1E+01	1	0,1
Pr-142	1E+02	1E+02	1	0,1
Pr-143	4E+01	1E+03	0,04	0,004
Nd-147	5E+01	1E+02	0,5	0,05
Nd-149	1E+02	1E+02	1	0,1
Pm-147	6E+03	1E+03	6	0,6
Pm-149	1E+03	1E+03	1	0,1
Sm-151	7E+03	1E+03	7	0,7
Sm-153	1E+02	1E+02	1	0,1
Eu-152	5E-01	1E-01	5	0,5
Eu-152m	1E+02	1E+02	1	0,1
Eu-154	5E-01	1E-01	5	0,5
Gd-153	2E+01	1E+01	2	0,2
Gd-159	1E+03	1E+02	10	1
Tb-160	6E-01	1E+00	0,6	0,06
Dy-165	1E+03	1E+03	1	0,1
Dy-166	1E+03	1E+02	10	1
Ho-166	1E+03	1E+02	10	1
Er-169	1E+02	1E+03	0,1	0,01
Er-171	1E+02	1E+02	1	0,1

Nuklid	FGW Sp. 10 a [Bq/g]	„neue FG“ [Bq/g]	FGW/F G	FGW/F G mit Mi- schung
Tm-170	7E+01	1E+02	0,7	0,07
Tm-171	7E+02	1E+03	0,7	0,07
Yb-175	1E+03	1E+02	10	1
Lu-177	1E+03	1E+02	10	1
Hf-181	1E+01	1E+00	10	1
Ta-182	5E-01	1E-01	5	0,5
W-181	6E+01	1E+01	6	0,6
W-185	7E+02	1E+03	0,7	0,07
W-187	1E+02	1E+01	10	1
Re-186	1E+03	1E+03	1	0,1
Re-188	1E+02	1E+02	1	0,1
Os-185	5E-01	1E+00	0,5	0,05
Os-191	9E+01	1E+02	0,9	0,09
Os-191m	1E+03	1E+03	1	0,1
Os-193	1E+02	1E+02	1	0,1
Ir-190	1E+01	1E+00	10	1
Ir-192	2E+00	1E+00	2	0,2
Ir-194	1E+02	1E+02	1	0,1
Pt-191	1E+02	1E+01	10	1
Pt-193m	1E+03	1E+03	1	0,1
Pt-197	1E+03	1E+03	1	0,1
Pt-197m	1E+02	1E+02	1	0,1
Au-198	1E+02	1E+01	10	1
Au-199	1E+02	1E+02	1	0,1
Hg-197	1E+02	1E+02	1	0,1
Hg-197m	1E+02	1E+02	1	0,1
Tl-200	1E+01	1E+01	1	0,1
Tl-201	1E+02	1E+02	1	0,1
Tl-202	1E+02	1E+01	10	1
Pb-203	1E+02	1E+01	10	1
Pb-210	6E-02	7E-021)	0,9	0,09
Pb-212	1E+01	1E+011	1	0,1
Bi-206	1E+01	1E+00	10	1
Bi-207	6E-01	1E-01	6	0,6
Bi-210	1E+03	6E+021	1,7	0,17
Bi-212	1E+01	5E+021	0,02	0,002
Po-203	1E+01	1E+01	1	0,1
Po-205	1E+01	1E+01	1	0,1
Po-207	1E+01	1E+01	1	0,1
Po-210	1E+00	8E-011)	1,3	0,13
At-211	1E+03	1E+03	1	0,1
Ra-223	5E-01	8E+001	0,06	0,006
Ra-224	1E+01	3E+001	3,3	0,33
Ra-225	4E-01	1E+01	0,04	0,004
Ra-227	1E+02	1E+02	1	0,1
Ra-228	7E-01	1E+00	0,7	0,07
Ac-227	3E-02	1E-021)	3	0,3
Ac-228	1E+01	5E+011	0,2	0,02
Th-226	1E+03	1E+03	1	0,1
Th-227	3E-01	7E+001	0,04	0,004

)

Nuklid	FGW Sp. 10 a [Bq/g]	„neue FG“ [Bq/g]	FGW/F G	FGW/F G mit Mi- schung
Th-228	4E-01	6E-021)	6,7	100%
Th-229	1E-01	1E-01	1	0,1
Th-230	3E-01	2E-011)	1,5	0,15
Th-231	1E+03	4E+021	2,5	0,25
Th-232	3E-01	3E-021)	10	0,1
Th-234	1E+01	2E+021	0,05	0,005
Pa-230	1E+01	1E+01	1	0,1
Pa-233	6E+01	1E+01	6	0,6
U-231	1E+02	1E+02	1	0,1
U-232	3E-01	1E-01	3	0,3
U-233	3E+00	1E+00	3	0,3
U-234	2E+00	1E+001	2	0,2
U-235	8E-01	6E-011)	1,3	0,13
U-236	3E+00	1E+01	0,3	0,03
U-237	1E+02	1E+02	1	0,1
U-238	2E+00	1E+001	2	0,2
U-239	1E+02	1E+02	1	0,1
U-240	1E+03	1E+02	10	1
Np-237	6E-01	1E+00	0,6	0,06
Np-239	1E+02	1E+02	1	0,1
Np-240	1E+01	1E+01	1	0,1
Pu-234	1E+02	1E+02	1	0,1
Pu-235	1E+02	1E+02	1	0,1
Pu-236	7E-01	1E+00	0,7	0,07
Pu-237	5E+02	1E+02	5	0,5
Pu-238	3E-01	1E-01	3	0,3
Pu-239	2E-01	1E-01	2	0,2
Pu-240	2E-01	1E-01	2	0,2
Pu-241	1E+01	1E+01	1	0,1
Pu-242	3E-01	1E-01	3	0,3
Pu-243	1E+03	1E+03	1	0,1
Pu-244	3E-01	1E-01	3	0,3
Am-241	3E-01	1E-01	3	0,3
Am-242	1E+03	1E+03	1	0,1
Am-242	3E-01	1E-01	3	0,3
Am-243	3E-01	1E-01	3	0,3
Cm-242	5E+00	1E+01	0,5	0,05
Cm-243	4E-01	1E+00	0,4	0,04
Cm-244	5E-01	1E+00	0,5	0,05
Cm-245	3E-01	1E-01	3	0,3
Cm-246	3E-01	1E-01	3	0,3
Cm-247	3E-01	1E-01	3	0,3
Cm-248	8E-02	1E-01	0,8	0,08
Bk-249	2E+02	1E+02	2	0,2
Cf-246	1E+03	1E+03	1	0,1
Cf-248	3E+00	1E+00	3	0,3
Cf-249	4E-01	1E-01	4	0,4

Nuklid	FGW Sp. 10 a [Bq/g]	„neue FG“ [Bq/g]	FGW/F G	FGW/F G mit Mi- schung
Cf-250	9E-01	1E+00	0,9	100%
Cf-251	4E-01	1E-01	4	0,4
Cf-252	1E+00	1E+00	1	0,1
Cf-253	4E+01	1E+02	0,4	0,04
Cf-254	7E-01	1E+00	0,7	0,07
Es-253	8E+00	1E+02	0,08	0,008
Es-254m	1E+02	1E+01	10	1
Fm-254	1E+04	1E+04	1	0,1
Ra-2262)	4E-01	1E+00	0,4	0,04
Ra-2282)	7E-01	1E+00	0,7	0,07
Si-32 3)	500	100	5	0,5
Hg-203	2	10	0,2	0,02

3)

1) Freigrenzen gemäß [THI 12]

2) Nuklide gemäß Anh. VII Tab. A Teil 2 Euratom-Grundnormen

3) Nuklide mit FGW Sp. 10a nach Kapitel 3.8

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

- Für ca. 50 Radionuklide liegt bereits der Freigabewert nach Anl. III Tab. 1 Sp. 10a StrlSchV niedriger als die zugehörige neue Freigrenze. Dies erklärt sich aus Details der radiologischen Modelle sowie insbesondere aus der bei den neuen Freigrenzen erfolgten Rundung auf Zehnerpotenzen. Für insgesamt mehr als die Hälfte der Nuklide ist der Freigabewert kleiner oder gleich der neuen Freigrenze.
- Für die überwiegende Anzahl der verbleibenden Radionuklide liegt der Freigabewert nach Anl. III Tab. 1 Sp. 10a StrlSchV bei Division durch 10, entsprechend des in Anl. IV Teil G StrlSchV geforderten minimalen Vermischung beim Einschmelzen, niedriger als die zugehörige neue Freigrenze.
- Die restlichen lediglich 23 Radionuklide erfordern eine detaillierte Betrachtung, die in Abschnitt 5.4 erfolgt. Diese Betrachtung muss 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

5.4.1 Übersicht

5.4.1.1 Nuklidspezifischer Vergleich der Werte

Tabelle 5.2 stellt diejenigen Radionuklide zusammen, die bei der formalen Durchsicht aller Radionuklide in Abschnitt 5.3 nicht zu einem Verhältnis zwischen dem Freigabewert nach Anl. III Tab. 1 Sp. 10a StrlSchV und der neuen Freigrenze von 1 oder weniger geführt haben. Diese Radionuklide werden nachfolgend einzeln diskutiert. In diesem Zusammenhang ist auch die Übersicht in Anhang A zu beachten, in welcher die Relevanz der verschiedenen in Tabelle 5.2 genannten Radionuklide für den Umgang außerhalb kerntechnischer Anlagen untersucht wurde. Von diesen Radionukliden bedürfen nur C-14 und Ni-63 einer weiteren Betrachtung.

Tabelle 5.2: Vergleich der Freigabewerte (FGW) nach Anl. III Tab. 1 Sp. 10a StrlSchV der Freigrenzen nach Anh. VII Tab. A Euratom-Grundnormen („neue FG“) für die formal nicht abgedeckten Nuklide

Nuklid	FGW Sp. 10a [Bq/g]	„neue FG“ [Bq/g]	FGW/FG	FGW/FG mit Mischung 10%
Be-7	3E+02	1E+01	30	3
C-14	8E+01	1E+00	80	8
Mn-53	1E+04	1E+02	100	10
Mn-54	2E+00	1E-01	20	2
Co-57	2E+01	1E+00	20	2
Ni-59	1E+04	1E+02	100	10
Ni-63	1E+04	1E+02	100	10
Nb-93m	4E+02	1E+01	40	4
Mo-93	2E+02	1E+01	20	2
Tc-97	4E+02	1E+01	40	4
Tc-99	4E+01	1E+00	40	4

Nuklid	FGW Sp. 10a [Bq/g]	„neue FG“ [Bq/g]	FGW/FG	FGW/FG mit Mischung 10%
Ru-103	4E+01	1E+00	40	4
Ag-105	4E+01	1E+00	40	4
Ag-108m	8E-01	4E-02 ¹⁾	20	2
Cd-109	2E+01	1E+00	20	2
Sb-125	3E+00	1E-01	30	3
Te-132	1E+02	1E+00	100	10
I-129	4E-01	1E-02	40	4
Eu-155	3E+01	1E+00	30	3
Tl-204	3E+02	1E+00	300	30
Pa-231	2E-01	1E-02 ¹⁾	20	2
Es-254	3E+00	1E-01	30	3
Fm-255	1E+04	1E+02	100	10

¹⁾ Wert der Freigrenze gemäß [THI 12]

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. 10a StrlSchV mit den Freigrenzen nach Anh. VII Tab. A Euratom-Grundnormen untersucht. Dabei lassen sich die Nuklide in verschiedene Gruppen bzgl. Partitionierung beim Einschmelzen oder 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: ⁶⁸Ge, ⁸²Sr, ⁹⁰Sr and ¹⁸⁸W
- 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 Nuklide, die in die Abluft übergehen:

5.4.2.1 C-14

Kerntechnik

C-14 entsteht in Kernkraftwerken einerseits durch Neutronenaktivierung von Stählen aus C-12 sowie aus N-14, wobei es in der Matrix gebunden bleibt (vgl. auch Tabelle 3.8), 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, 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 3.6). Gasförmig liegt C-14 als Bestandteil von CO₂ vor, in welchem ein C-14-Atom das C-12-Atom ersetzen kann. In Abgasanlagen kerntechnischer Anlagen kann C-14 daher in der Kontamination ggf. einen höheren Anteil als in der allgemeinen luftgetragenen Kontamination aufweisen.

Als Beispiel für Aktivitätsbestimmungen von C-14 in der Kontamination metallischer Komponenten vor dem Einschmelzen sei eine Untersuchung der Studsvik AB [LUN 12] erwähnt, bei der in der Kontamination von Dampferzeugern aus dem Kernkraftwerk Ringhals die in Tabelle 5.3 dargestellten Aktivitätsanteile von C-14 im Vergleich zu Co-60 und Ni-63 gefunden wurden. Hierin wird der in weiten Bereichen kerntechnischer Anlagen sehr niedrige Anteil von C-14 in der Kontamination deutlich.

Tabelle 5.3: Aktivitätsanteile von C-14, Co-60 und Ni-63 in der Kontamination von Dampfzeugern des Kernkraftwerks Ringhals [LUN 12]

Nuclide	Blasting	Melt	Other	Total
Co-60	2.27E+12	2.20E+11	1.07E+12	3.56E+12
Ni-63	2.23E+11	2.16E+10	1.05E+11	3.50E+11
Ni-63/Co-60				9.83E-02
C-14	5.68E+08	5.51E+07	2.77E+08	9.00E+08
C-14/Co-60				2.53E-04

Die Aktivität von C-14 in kernkraftwerkstypischen Nuklidvektoren überschreitet die Aktivität von Co-60 und Cs-137 in der Regel nicht. Es wird daher an dieser Stelle abdeckend unterstellt, dass die Aktivität von C-14 eine Größenordnung höher liegt als diejenige von Co-60 und Cs-137. Bei der Freigabe übersteigt die reale Aktivität von C-14 den Bereich um 10 Bq/g nicht übersteigt. Der Freigabewert 80 Bq/g kann somit nicht selbständig ausgenutzt werden. Unter Berücksichtigung der Vermischung 1:10 weist das zum Einschmelzen gelangende metallische Material somit C-14-Aktivitäten höchstens im Bereich der neuen Freigrenzen auf.

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. In diesem Fall beträgt das Verhältnis von Freigabewert nach Anl. III Tab. 1 Sp. 10a StrlSchV zur neuen Freigrenze der Euratom-Grundnormen 80. Die insgesamt in einem Jahr anfallende Menge metallischer Reststoffe übersteigt jedoch auch beim Abriss oder wesentlichen Umbau selbst größerer Radionuklidlaboratorien nicht den Bereich einiger 10 Mg. Bei realen metallverarbeitenden Betrieben ist die Vermischung in diesem Fall nicht 1:10, sondern mindestens 1:100. Ferner liegt die mittlere Ausschöpfung der Kontamination in diesem Fall weit unter 100 % der Freigabewerte. Daher besteht auch in diesem Fall kein Konflikt zwischen dem Freigabewert nach Anl. III Tab. 1 Sp. 10a StrlSchV und den neuen Freigrenzen der Euratom-Grundnormen.

5.4.3 Alphastrahler mit hoher Massenzahl, die in die Schlacke übergehen:

5.4.3.1 Pa-231, Es-254, Fm-255:

Freigabewert nach Anl. III Tab. 1 Sp. 10a StrlSchV:	0,2 Bq/g, 3 Bq/g, 10.000 Bq/g
Freigrenze nach Anh. VII Tab. A Euratom-Grundnormen:	0,01 Bq/g, 0,1 Bq/g, 100 Bq/g
Verhältnis:	20, 30, 100

Kernteknik

Das Vorliegen der Radionuklide Pa-231, Es-254 und Fm-255 ist in rückzubauenden Kernkraftwerken aufgrund ihres Bildungsmechanismus (Zerfall von U-235 im Falle von Pa-231, Aktivierung im Falle von Es-254 und Fm-255) praktisch auszuschließen. Ihr 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 B, Tabelle B.1 dargestellten Anteile der relevanten Radionuklide bestimmt. Pa-231 weist sowohl bei der Entladung als auch beim weiteren Zerfall Aktivitäten auf, die lediglich im Bereich des 10^{-7} -fachen der Aktivität von Am-241 liegen, welches im abgebrannten Kernbrennstoff die führende Aktivität aufweist. Es-254 und Fm-255 weisen

Bildungsmechanismen auf, die ihr Vorhandensein in Kernbrennstoff praktisch ausschließt. Sie haben daher im Vergleich zu Am-241 noch geringere Anteile als Pa-231.

Medizin, Forschung, Industrie

Pa-231, Es-254, Fm-255 können in Radionuklidlaboratorien gehandhabt werden, z. B. bei Untersuchungen an Kernbrennstoffen. Daneben können diese Nuklide auch an Teilchenbeschleunigern erzeugt werden. Beispielsweise wird Fm-255 im Teilchenbeschleuniger durch Wechselwirkung von Uran mit ^{18}O -Ionen ($^{238}\text{U} + ^{18}\text{O} \rightarrow ^{255}\text{Fm} + \alpha$) gebildet [CRC 10]. Allerdings ist der Produktionsprozess sehr aufwendig und führt nur zu einer sehr geringen Massenausbeute (z. B. wurden in den Jahren 1959 bis 1961 von der UKAEA 125 g Protactinium mit einer Reinheit von 99,9 % aus 60 Mg abgebrannter Kernbrennstäbe in einem 12-stufigen Prozess extrahiert [CRC 10]). In Radionuklidlaboratorien können die genannten Radionuklide 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 ist der Freigabewert nach Anl. III Tab. 1 Sp. 10a StrlSchV mit der Freigrenze nach Anh. VII Tab. A Euratom-Grundnormen von 1 Bq/g kompatibel.

5.4.4 Nuklide mit einem sehr geringen Anteil am Nuklidvektor bei der Freigabe:

5.4.4.1 Be-7

Freigabewert nach Anl. III Tab. 1 Sp. 10a StrlSchV:	300 Bq/g
Freigrenze nach Anh. VII Tab. A Euratom-Grundnormen:	10 Bq/g
Verhältnis:	30

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. 10a StrlSchV ist mit der Freigrenze nach Anh. VII Tab. A Euratom-Grundnormen kompatibel.

Medizin, Forschung, Industrie

Be-7 bildet sich vorwiegend durch die Reaktion $^{10}\text{B}(p,\alpha)^7\text{Be}$ [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], so dass diese Substanzen nach ihrem Einsatz als radioaktive Abfälle zu entsorgen sind. Bei der Bestrahlung von Bornitrid sowie bei Bestrahlung von Substanzen, die Bor als Verunreinigung enthalten, im Teilchenbeschleuniger kann dieses Isotop als Reaktionsprodukt vorliegen.

Die insgesamt in einem Jahr anfallende Menge metallischer Reststoffe übersteigt jedoch auch beim Abriss oder wesentlichen Umbau auch größerer Radionuklidlaboratorien nicht den Bereich einiger 10 Mg. Bei realen metallverarbeitenden Betrieben ist die Vermischung in diesem Fall nicht 1:10, sondern mindestens 1:100. 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. 10a StrlSchV mit der Freigrenze nach Anh. VII Tab. A der Euratom-Grundnormen kompatibel.

5.4.4.2 Mn-53

Freigabewert nach Anl. III Tab. 1 Sp. 10a StrlSchV:	10.000 Bq/g
Freigrenze nach Anh. VII Tab. A Euratom-Grundnormen:	100 Bq/g
Verhältnis:	100

Kerntechnik

Der reine Betastrahler Mn-53, der beim Schmelzvorgang überwiegend in das Metall und zu einem geringen Anteil in die Schlacke übergeht, ist wegen seines vernachlässigbaren Anteils an Nuklidvektoren kerntechnischer Anlagen bei gleichzeitig hoher Freigrenze irrelevant. Der hohe Freigabewert nach Anl. III Tab. 1 Sp. 10a StrlSchV wird daher in der Praxis bei weitem nicht ausgeschöpft.

Medizin, Forschung, Industrie

Mn-53 bildet sich durch Wechselwirkung eines eisenhaltigen Targets mit einem Protonenstrahl [IAE 08], [IAE 09]. Bei der Anwendung von Stahl/Eisen in Teilchenbeschleuniger kann dieses Isotop daher als Reaktionsprodukt vorliegen. Wegen der geringen Masse der Targets (max. 100 g) und der Tatsache, dass Mn-53 hieran nur einen sehr geringen Anteil hat, kann es jedoch nur zu einer vergleichsweise geringen Kontamination beitragen. Die mittlere Ausschöpfung der Kontamination liegt daher weit unter 100 % der Freigabewerte. Somit ist auch in diesem Fall der Freigabewert nach Anl. III Tab. 1 Sp. 10a StrlSchV mit der Freigrenze nach Anh. VII Tab. A der Euratom-Grundnormen kompatibel.

5.4.4.3 Mn-54

Freigabewert nach Anl. III Tab. 1 Sp. 10a StrlSchV:	2 Bq/g
Freigrenze nach Anh. VII Tab. A Euratom-Grundnormen:	0,1 Bq/g
Verhältnis:	20

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 0,06 Bq/g annehmen, da der Freigabewert von Co-60 bei 0,6 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. 10a 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. 1.000 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. Somit besteht kein Widerspruch zwischen dem Freigabewert nach Anl. III Tab. 1 Sp. 10a StrlSchV und der Freigrenze nach Anh. VII Tab. A der Euratom-Grundnormen.

5.4.4.4 Nb-93m, Mo-93

Freigabewert nach Anl. III Tab. 1 Sp. 10a StrlSchV:	400 Bq/g, 200 Bq/g
Freigrenze nach Anh. VII Tab. A Euratom-Grundnormen:	10 Bq/g, 10 Bq/g
Verhältnis:	40, 20

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. 10a 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. Somit ist auch in diesem Fall der Freigabewert nach Anl. III Tab. 1 Sp. 10a StrlSchV mit der Freigrenze nach Anh. VII Tab. A der Euratom-Grundnormen kompatibel.

5.4.4.5 Tc-97

Freigabewert nach Anl. III Tab. 1 Sp. 10a StrlSchV:	400 Bq/g
Freigrenze nach Anh. VII Tab. A Euratom-Grundnormen:	10 Bq/g
Verhältnis:	40

Kerntechnik

Tc-97 wird über den Beschuss von Mo-95 mit Alphateilchen über den Zerfall von Ru-97 in kleinsten Mengen produziert. Das Isotop ist daher wegen seines vernachlässigbaren Anteils am NV bei gleichzeitig hoher Freigrenze irrelevant, so dass der Freigabewert in der Praxis keine Rolle spielt, da er bei gegebenem Nuklidvektor nicht ausgeschöpft werden kann. Der Freigabewert nach Anl. III Tab. 1 Sp. 10a StrlSchV ist mit der Freigrenze nach Anh. VII Tab. A Euratom-Grundnormen kompatibel.

Medizin, Forschung, Industrie

Tc-97 bildet sich durch Wechselwirkung eines Mo-haltigen Targets mit Protonenstrahlen [IAE 08], [IAE 09]. Bei der Anwendung in Teilchenbeschleunigern kann Tc-97 daher als Reaktionsprodukt vorliegen. Wegen der geringen Masse der Targets (max. 100 g) und der Tatsache, dass Mn-53 hieran nur einen sehr geringen Anteil hat, kann es jedoch nur zu einer vergleichsweise geringen Kontamination beitragen. Die mittlere Ausschöpfung der Kontamination liegt daher weit unter 100 % der Freigabewerte. Somit ist auch in diesem Fall der Freigabewert nach Anl. III Tab. 1 Sp. 10a StrlSchV mit der Freigrenze nach Anh. VII Tab. A der Euratom-Grundnormen kompatibel.

5.4.4.6 Tc-99

Freigabewert nach Anl. III Tab. 1 Sp. 10a StrlSchV:	40 Bq/g
Freigrenze nach Anh. VII Tab. A Euratom-Grundnormen:	1 Bq/g
Verhältnis:	40
Halbwertszeit:	$2,1 \cdot 10^5$ a

Kerntechnik

Tc-99 ist ein Spaltprodukt von U-235 bzw. Pu-239 mit ca. 6 % Spaltausbeute (U-235). Der praktisch reine Beta-Strahler geht beim Schmelzvorgang hauptsächlich in die Schlacke über. Sein Anteil am NV beläuft sich auf bis zu 1 % im Vergleich zu Cs-137. Damit kann die Aktivität bei der Freigabe maximal 0,001 Bq/g betragen, so dass der Freigabewert nach Anl. III Tab. 1 Sp. 10a StrlSchV mit der Freigrenze nach Anh. VII Tab. A Euratom-Grundnormen von 1 Bq/g kompatibel ist.

Medizin, Forschung, Industrie

In Radionuklidlaboratorien kann dieses Isotop als Bestandteil der Kontamination vorliegen. Tc-99 bildet sich durch Zerfall von Mo-99 (66,02 h Halbwertszeit) und Tc-99m (6,02 h Halbwertszeit), die in Technetium-99m-Generatoren eingesetzt werden [IAE 99A] (vgl. Abschnitt 4.3.3).

Die insgesamt in einem Jahr anfallende Menge metallischer Reststoffe übersteigt jedoch auch beim Abriss oder wesentlichen Umbau auch größerer Radionuklidlaboratorien nicht den Bereich einiger 10 Mg. Bei realen metallverarbeitenden Betrieben ist die Vermischung in diesem Fall nicht 1:10, sondern mindestens 1:100. 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. 10a StrlSchV mit der Freigrenze nach Anh. VII Tab. A der Euratom-Grundnormen kompatibel.

5.4.4.7 Ru-103

Freigabewert nach Anl. III Tab. 1 Sp. 10a StrlSchV:	40 Bq/g
Freigrenze nach Anh. VII Tab. A Euratom-Grundnormen:	1 Bq/g
Verhältnis:	40

Kerntechnik

Ru-103 ist ein Spaltprodukt von U-235 bzw. Pu-239 mit ca. 3 % Spaltausbeute, welches beim Schmelzvorgang neben dem Staub auch zu geringeren Anteilen in das Metall oder die Schlacke übergeht. Es besitzt eine Halbwertszeit von 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. 10a 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 $\text{Ru-102}(n,\gamma)\text{Ru-103}$. In der Medizin, Forschung und Industrie wird das Nuklid in der Regel nicht benutzt.

5.4.4.8 Ag-105

Freigabewert nach Anl. III Tab. 1 Sp. 10a StrlSchV:	40 Bq/g
Freigrenze nach Anh. VII Tab. A Euratom-Grundnormen:	1 Bq/g
Verhältnis:	40

Kerntechnik

Ag-105 wird über den Prozess $\text{Pd-105}(p,n)\text{Ag-105}$ künstlich hergestellt. Aufgrund der vernachlässigbaren Mengen, der relativ kurzen Halbwertszeit von 41 Tagen und des (dadurch resultierenden) sehr geringen Anteils am Nuklidvektor bei der Freigabe ist der Freigabewert nach Anl. III Tab. 1 Sp. 10a StrlSchV mit der Freigrenze nach Anh. VII Tab. A Euratom-Grundnormen kompatibel.

Medizin, Forschung, Industrie

Bei der Anwendung von Palladium oder palladiumhaltigen Legierungen in Teilchenbeschleunigern kann Ag-105 als Reaktionsprodukt vorliegen. Ag-105 bildet sich z. B. durch Wechselwirkung eines Pd-haltigen Targets mit einem Protonenstrahl [IAE 08], [IAE 09]. Ag-105 kann auch durch Zerfall von Cd-105 (Halbwertszeit ist 55,5 min) entstehen. Aus denselben Gründen, die auch für das Auftreten in der Kerntechnik gelten, ist auch in diesem Fall der Freigabewert nach Anl. III Tab. 1 Sp. 10a StrlSchV mit der Freigrenze nach Anh. VII Tab. A der Euratom-Grundnormen kompatibel.

5.4.4.9 Ag-108m

Freigabewert nach Anl. III Tab. 1 Sp. 10a StrlSchV:	0,8 Bq/g
Freigrenze nach Anh. VII Tab. A Euratom-Grundnormen:	0,04 Bq/g
Verhältnis:	20

Kerntechnik

Ag-108m ist ein Aktivierungsprodukt über Ag-107 und wird vor allem in den Steuerstäben von Kernkraftwerken gebildet. Der Anteil am Nuklidvektor ist gering (bis weniger als 5 % bezogen auf Co-60), so dass die Aktivität bei der Freigabe maximal 0,03 Bq/g betragen kann. Der Freigabewert nach Anl. III Tab. 1 Sp. 10a StrlSchV ist daher mit der Freigrenze nach Anh. VII Tab. A Euratom-Grundnormen kompatibel.

Medizin, Forschung, Industrie

Bei der Anwendung von Palladium oder palladiumhaltigen Legierungen in Teilchenbeschleunigern kann Ag-108m als Reaktionsprodukt vorliegen. Ag-108m bildet sich beispielsweise durch Wechselwirkung eines Pd-haltigen Targets mit dem Protonenstrahl [IAE 08], [IAE 09]. Wegen der geringen Masse des Targets (max. 100 g) liegt die mittlere Ausschöpfung der Kontamination in diesem Fall weit unter 100 % der Freigabewerte. Somit ist auch in diesem Fall der Freigabewert nach Anl. III Tab. 1 Sp. 10a StrlSchV mit der Freigrenze nach Anh. VII Tab. A Euratom-Grundnormen kompatibel.

5.4.4.10 Cd-109

Freigabewert nach Anl. III Tab. 1 Sp. 10a StrlSchV:	20 Bq/g
Freigrenze nach Anh. VII Tab. A Euratom-Grundnormen:	1 Bq/g
Verhältnis:	20

Kerntechnik

Cd-109 ist ein Aktivierungsprodukt, welches in den Steuerstäben von Kernkraftwerk vorkommen kann. Durch diesen Bildungsmechanismus tritt es lediglich in sehr geringen Mengen 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.

Darüber hinaus wird Cd-109 für bildgebende Verfahren in der Krebsfrüherkennung (vor allem in Kinderkliniken) oder in der Metallanalyse eingesetzt. Die insgesamt in einem Jahr anfallende Menge metallischer Reststoffe übersteigt jedoch auch beim Abriss oder wesentlichen Umbau auch größerer Radionuklidlaboratorien nicht den Bereich einiger 10 Mg. Bei realen metallverarbeitenden Betrieben ist die Vermischung in diesem Fall nicht 1:10, sondern mindestens 1:100. 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. 10a StrlSchV mit der Freigrenze nach Anh. VII Tab. A Euratom-Grundnormen kompatibel.

5.4.4.11 Te-132

Freigabewert nach Anl. III Tab. 1 Sp. 10a StrlSchV:	100 Bq/g
Freigrenze nach Anh. VII Tab. A Euratom-Grundnormen:	1 Bq/g
Verhältnis:	100

Kerntechnik

Te-132 ist ein wesentliches Spaltprodukt von U-235 mit einer Ausbeute von 4,3 %. Aufgrund seiner sehr geringen Halbwertszeit von lediglich ca. 3 Tagen ist sein Anteil am NV zum Zeitpunkt der Freigabe jedoch vollständig vernachlässigbar, so dass Te-132 bei der Freigabe in der Praxis keine Rolle spielt. Somit ist der Freigabewert nach Anl. III Tab. 1 Sp. 10a StrlSchV mit der Freigrenze nach Anh. VII Tab. A Euratom-Grundnormen kompatibel.

Medizin, Forschung, Industrie

Te-132 wird in Radionuklidlaboratorien vorwiegend als Radionuklidgenerator für das Tochternuklid I-132 verwendet (vgl. auch Abschnitt 4.3.3). In Radionuklidlaboratorien kann dieses Isotop daher in geringem Umfang als Bestandteil der Kontamination vorliegen

Die insgesamt in einem Jahr anfallende Menge metallischer Reststoffe übersteigt jedoch auch beim Abriss oder wesentlichen Umbau auch größerer Radionuklidlaboratorien nicht den Bereich einiger 10 Mg. Bei realen metallverarbeitenden Betrieben ist die Vermischung in diesem Fall nicht 1:10, sondern mindestens 1:100. 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. 10a StrlSchV mit der Freigrenze nach Anh. VII Tab. A der Euratom-Grundnormen kompatibel.

5.4.4.12 Tl-204

Freigabewert nach Anl. III Tab. 1 Sp. 10a StrlSchV:	300 Bq/g
Freigrenze nach Anh. VII Tab. A Euratom-Grundnormen:	1 Bq/g
Verhältnis:	300

Kerntechnik

Tl-204 ist ein Aktivierungsprodukt von Tl-203. Sein Anteil am Nuklidvektor ist vernachlässigbar, so dass Tl-204 bei der Freigabe in der Praxis keine Rolle spielt. Somit ist der Freigabewert nach Anl. III

Tab. 1 Sp. 10a 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. Somit besteht kein Widerspruch zwischen dem Freigabewert nach Anl. III Tab. 1 Sp. 10a StrlSchV und der Freigrenze nach Anh. VII Tab. A der Euratom-Grundnormen.

5.4.5 Nuklide mit signifikanten Anteilen am Nuklidvektor bei der Freigabe und hohen Freigrenzen nach Anh. VII Tab. A Euratom-Grundnormen:

5.4.5.1 Co-57

Freigabewert nach Anl. III Tab. 1 Sp. 10a StrlSchV:	20 Bq/g
Freigrenze nach Anh. VII Tab. A Euratom-Grundnormen:	1 Bq/g
Verhältnis:	20

Kerntechnik

Co-57 entsteht einerseits durch Gamma-Aktivierung von Ni-58 hauptsächlich in der Grundlagenforschung (u. a. als Radiotracer für Vitamin-B₁₂-Aufnahme), andererseits durch Proton-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 maximal 0,06 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 B₁₂ im Dünndarm [IAE 12] oder als Aktivitätsnormal in Form einer Lösung bzw. in Form von festen Präparaten. [PTB 10]

In Radionuklidlaboratorien kann Co-57 daher als Bestandteil der Kontamination vorliegen. Die insgesamt in einem Jahr anfallende Menge metallischer Reststoffe übersteigt jedoch auch beim Abriss oder wesentlichen Umbau auch größerer Radionuklidlaboratorien nicht den Bereich einiger 10 Mg. Bei realen metallverarbeitenden Betrieben ist die Vermischung in diesem Fall nicht 1:10, sondern mindestens 1:100. Ferner liegt die mittlere Ausschöpfung der Kontamination in diesem Fall weit unter 100 % der Freigabewerte. Somit ist auch in diesem Fall der Freigabewert nach Anl. III Tab. 1 Sp. 10a StrlSchV mit der Freigrenze nach Anh. VII Tab. A Euratom-Grundnormen kompatibel.

5.4.5.2 Ni-59

Freigabewert nach Anl. III Tab. 1 Sp. 10a StrlSchV:	10.000 Bq/g
Freigrenze nach Anh. VII Tab. A Euratom-Grundnormen:	100 Bq/g
Verhältnis:	100

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 0,06 Bq/g annehmen, da der Freigabewert von Co-60 bei 0,6 Bq/g liegt. Da die neue Freigrenze bei 100 Bq/g liegt, ist die Kompatibilität des Freigabewerts nach Anl. III Tab. 1 Sp. 10a 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.

5.4.5.3 Ni-63

Freigabewert nach Anl. III Tab. 1 Sp. 10a StrlSchV:	10.000 Bq/g
Freigrenze nach Anh. VII Tab. A Euratom-Grundnormen:	100 Bq/g
Verhältnis:	100

Kerntechnik

Ni-63 wurde bereits im Beispiel in Abschnitt 5.2.2 behandelt und die Kompatibilität des Freigabewerts nach Anl. III Tab. 1 Sp. 10a StrlSchV mit der Freigrenze nach Anh. VII Tab. A Euratom-Grundnormen gezeigt.

Medizin, Forschung, Industrie

Ni-63 wird darüber hinaus 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 ist daher nicht vorhanden oder allenfalls sehr gering. Die insgesamt in einem Jahr anfallende Menge metallischer Reststoffe übersteigt jedoch auch beim Abriss oder wesentlichen Umbau auch größerer Radionuklidlaboratorien nicht den Bereich einiger 10 Mg. Bei realen metallverarbeitenden Betrieben ist die Vermischung in diesem Fall nicht 1:10, sondern mindestens 1:100. Ferner liegt die mittlere Ausschöpfung der Kontamination in diesem Fall weit unter 100 % der Freigabewerte. Somit ist auch in diesem Fall der Freigabewert nach Anl. III Tab. 1 Sp. 10a StrlSchV mit der Freigrenze nach Anh. VII Tab. A Euratom-Grundnormen kompatibel.

5.4.5.4 Sb-125

Freigabewert nach Anl. III Tab. 1 Sp. 10a StrlSchV:	3 Bq/g
Freigrenze nach Anh. VII Tab. A Euratom-Grundnormen:	0,1 Bq/g
Verhältnis:	30

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. 10a 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. Somit besteht kein Widerspruch zwischen dem Freigabewert nach Anl. III Tab. 1 Sp. 10a StrlSchV und der Freigrenze nach Anh. VII Tab. A der Euratom-Grundnormen.

5.4.5.5 I-129

Freigabewert nach Anl. III Tab. 1 Sp. 10a StrlSchV:	0,4 Bq/g
Freigrenze nach Anh. VII Tab. A Euratom-Grundnormen:	0,01 Bq/g
Verhältnis:	40

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^{-5} , kann aber in Ausnahmefällen auf bis zu 1 % relativ zu Cs-137 anwachsen. Damit kann die Aktivität bei der Freigabe maximal 0,006 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. 10a 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. Somit besteht kein Widerspruch zwischen dem Freigabewert nach Anl. III Tab. 1 Sp. 10a StrlSchV und der Freigrenze nach Anh. VII Tab. A der Euratom-Grundnormen.

5.4.5.6 Eu-155

Freigabewert nach Anl. III Tab. 1 Sp. 10a StrlSchV:	30 Bq/g
Freigrenze nach Anh. VII Tab. A Euratom-Grundnormen:	1 Bq/g
Verhältnis:	30

Kerntechnik

Eu-155 ist ein in extrem geringen Mengen vorkommendes Spaltprodukt von U-235 und darüber hinaus ein wesentliches Aktivierungsprodukt in mineralischen Strukturen. Über Querkontamination kann es auch als Kontamination an metallischen Reststoffen anfallen. Sein Anteil am Nuklidvektor beläuft sich typischerweise auf unter 1 % im Vergleich zu Cs-137, kann aber in Ausnahmefällen auf bis zu 10 % im Vergleich zu Cs-137 anwachsen. Damit kann die Aktivität bei der Freigabe maximal 0,06 Bq/g betragen.

Medizin, Forschung, Industrie

Eu-155 wird praktisch ausschließlich in der medizinischen Diagnostik, beispielsweise bei der Erkennung von Osteoporose eingesetzt. In Radionuklidlaboratorien kann dieses Isotop daher als Bestandteil der Kontamination vorliegen. Die insgesamt in einem Jahr anfallende Menge metallischer Reststoffe übersteigt jedoch auch beim Abriss oder wesentlichen Umbau auch größerer Radionuklidlaboratorien nicht den Bereich einiger 10 Mg. Bei realen metallverarbeitenden Betrieben ist die Vermischung in diesem Fall nicht 1:10, sondern mindestens 1:100. 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. 10a StrlSchV mit der Freigrenze nach Anh. VII Tab. A Euratom-Grundnormen von 1 Bq/g kompatibel.

**6. EMPFEHLUNG ZUR VORGEHENSWEISE BZGL. DER ZWECKGERICHTETEN
FREIGABE FÜR METALLISCHE RESTSTOFFE ZUM EINSCHMELZEN**

Die Diskussion in Abschnitt 5 hat gezeigt, dass sich für die überwiegende Anzahl der Radionuklide, für welche Freigabewerte in Anl. III Tab. 1 Sp. 10a StrlSchV existieren, unmittelbar aufgrund der Anforderungen bei der Freigabe von Metallschrott zum Einschmelzen gem. Anl. IV Teil G StrlSchV Kompatibilität zu den neuen Freigrenzen nach Anh. VII Tab. A Euratom-Grundnormen ergibt.

Für 23 Radionuklide ergibt sich diese Kompatibilität nicht unmittelbar, sondern über die folgenden zwei Argumentationsketten:

- Bei kerntechnischen Anlagen können diese Radionuklide in typischen Nuklidvektoren nur in sehr geringen Anteilen vorliegen und sind dann über die Aktivität von Schlüsselnukliden wie Co-60 und Cs-137 aktivitätsmäßig automatisch begrenzt.
- 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 Metallmasse an, für die die Vermischungsannahme von 1:10 gem. Anl. IV Teil G StrlSchV nicht gerechtfertigt ist, sondern für die mindestens mit 1:100 gerechnet werden muss.

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

7. LITERATURVERZEICHNIS

- [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, angefertigt von Brenk Systemplanung, Aachen, 1993
- [DEC 97] DECKERT, A.; THIERFELDT, S. (BRENK SYSTEMPLANUNG)
Konservativitätsanalysen bei Freigabegrenzwerten
Endbericht zum Forschungsvorhaben 02S 7635 5 des BMBF, Aachen, 1997
- [DEC 98] DECKERT, A.; THIERFELDT, S. (BRENK SYSTEMPLANUNG)
Berechnung massenspezifischer Freigabewerte für schwach radioaktive Reststoffe
BMU-1998-520, Schriftenreihe Reaktorsicherheit und Strahlenschutz des BMU, ISSN 0724-3316, Brenk Systemplanung, Aachen, 1998
- [DEC 99] DECKERT, A.; THIERFELDT, S.
Radiologische Bewertung einer Kontamination: Entscheidungshilfe zur Festlegung von flächenbezogenen Freigabewerten
Endbericht zu Vorhaben St.Sch. 4149 des BMU, Brenk Systemplanung, 1999
Schriftenreihe Reaktorsicherheit und Strahlenschutz, BMU-2000-559
- [DEC 99B] DECKERT, A.
Basis for the definition of surface contamination clearance levels for recycling or reuse of metals arising from the dismantling of nuclear installations
Brenk Systemplanung GmbH; Bericht in der Reihe Radiation Protection 101
European Commission; Luxemburg, 1999
- [DEC 00] DECKERT, A.; THIERFELDT, S.; KUGELER, E
Radiologische Bewertung einer Kontamination: Entscheidungshilfe zur Festlegung von flächenbezogenen Freigabewerten, Brenk Systemplanung, Aachen, 1999
Schriftenreihe Reaktorsicherheit und Strahlenschutz des BMU, ISSN 0724-3316, 2000
- [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
- [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
- [EUR 98] EUROPÄISCHE KOMMISSION
Recommended radiological protection criteria for the recycling of metals from the dismantling of nuclear installations
Radiation Protection No. 89, Luxemburg, 1998, ISBN 92-828-3284-8
- [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 00C] EUROPÄISCHE KOMMISSION
Methodology and models used to calculate individual and collective doses from the recycling of metals from the dismantling of nuclear installations, Radiation Protection No. 117, Luxemburg, 2000, ISBN 92-828-9171-2
- [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 13] RAT DER EUROPÄISCHEN UNION
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, 90/641/Euratom, 96/29/Euratom, 97/43/Euratom und 2003/122/Euratom
- [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 research
TECDOC 1000, Wien, 1998
- [IAE 04] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY
Application of the Concepts of Exclusion, Exemption and Clearance, Safety Standards Series No. RS-G-1.7, Safety Guide, Vienna 2004
- [IAE 05] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY
Derivation of Activity Concentration Values for Exclusion, Exemption and Clearance
Safety Report Series No. 44, Vienna, 2005
- [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. Technical Report Series No. 468, Vienna, 2009
- [IAE 09A] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY
Technetium-99m Radiopharmaceuticals: Status and Trends. IAEA Radioisotopes and Radiopharmaceutical 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 Publication 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
- [KIS 93] KISTINGER, S.; DECKERT, A.; GRAF, R.; GÖRTZ, R.; GOLDAMMER, W.; THIERFELDT, S.
Teil: Ermittlung der radiologischen Konsequenzen der schadlosen Verwertung von α -haltigem Metallschrott
Brenk Systemplanung, Aachen, 1993
BMU 1994-394, Schriftenreihe Reaktorsicherheit und Strahlenschutz des BMU, ISSN 0724-3316

- [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}Mo , ^{132}Te isotopes and $^{99\text{m}}\text{Tc}$, ^{132}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, Washington, 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
- [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
- [THI 99] THIERFELDT, S.; NÜSSER, A.; DECKERT, A.; SCHRAMKE, M.; NEUHAUS, I.
Stilllegung von Kernanlagen - Freigabe von Bodenflächen kerntechnischer Standorte
Endbericht zu Vorhaben SR 2271 des BMU, Brenk Systemplanung, Aachen, 1999
- [THI 00] THIERFELDT, S.; KUGELER, E.
Freigabe von Gebäuden und Bauschutt aus kerntechnischem Umgang
Endbericht erstellt im Auftrag des Bundesministeriums für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit; Brenk Systemplanung, Aachen, Juni 2000

- [THI 03] THIERFELDT, S.; WÖRLEN, S.; SCHARTMANN, F.
Abschätzung der Kollektivdosis durch Freigaben in Deutschland
Endbericht zum Vorhaben StSch 4279 des Bundesministeriums für Umwelt, Naturschutz
und Reaktorsicherheit
Aachen, Dezember 2003
- [THI 04] THIERFELDT, S.; WÖRLEN, S.
Spezifische Fragestellungen für die Fortentwicklung von Datensätzen für die Freigrenzen,
Freigabe von Oberflächenkontaminationen - Fortentwicklung des radiologischen Modells
für die Berechnung von Freigabewerten für die Freigabe zur Beseitigung;
Endbericht zu AP2/AP3 des Vorhabens StSch 4279 - BS-Nr. 0107-01, Brenk Systempla-
nung, Aachen, 2004
- [THI 08] THIERFELDT, S.; BARTHEL, R.; WÖRLEN, S.
Comparative Study of EC and IAEA Guidance on Exemption and Clearance Levels
Abschlussbericht für die Europäische Kommission, DG TREN
Endbericht zu Contract TREN/07/NUCL/S07.76852, Brenk Systemplanung GmbH, Aachen,
2008, veröffentlicht als Report Radiation Protection 157, Luxemburg, 2010
- [THI 12] THIERFELDT, S.; TACHLINSKI, S.; WÖRLEN, S.; HOPPE, G.; KUNZ, R.; TÖPPERWIEN, K.
Berechnung von Freigrenzen und Freigabewerten für Nuklide, für die keine Werte in den
IAEA-BSS vorliegen
erstellt im Auftrag des Eidgenössischen Departements des Inneren Bundesamt für Gesund-
heit Direktionsbereich Verbraucherschutz, Vertrag Nr. 11.007303, Aachen, 2012
- [THI 13] THIERFELDT, S.
Freigrenzen und Freigabewerte in den neuen Strahlenschutz-Grundnormen der EU
Vortrag auf der Jahrestagung des Fachverbands für Strahlenschutz, Essen, 2013

A. ANHANG: ÜBERSICHT DER VERWENDUNG VON RADIONUKLIDEN FÜR STRAHLENQUELLEN SOWIE IN INDUSTRIE, MEDIZIN, FORSCHUNG UND VERBRAUCHERPRODUKTEN

A.1 Inhalt der Darstellung

In diesem Anhang wird auf die Verwendung von Radionukliden für Strahlenquellen sowie in Industrie, Medizin, Forschung und Verbraucherprodukten eingegangen. Eine Übersicht wichtiger Radionuklide in diesen Bereichen wurde bereits in [THI 08] erarbeitet, weshalb die wesentlichen Passagen aus diesem Bericht hier wiedergegeben werden. Diese Darstellung ist insbesondere relevant für die Diskussion einzelner Radionuklide in Abschnitt 5.4 des Hauptteils dieses Berichts.

Die Wiedergabe der Passagen aus [THI 08] erfolgt in Abschnitt A.2 dieses Anhangs. Hierbei ist zu beachten, dass sich die Darstellung nicht nur auf Deutschland, sondern auf die gesamte EU bezieht. In Abschnitt A.3 dieses Anhangs werden daher die wesentlichen Befunde aus Abschnitt A.2 mit Bezug auf Deutschland im Hinblick auf die Diskussion in Abschnitt 5.4 des Hauptteils zusammengefasst.

A.2 Wiedergabe der relevanten Inhalte aus [THI 08]

A.2.1 General remarks

The document RP 146 [EUR 07] provides a broad overview of consumer products containing radioactive substances in the European Union as well as of the relevant legislation and guidance available in EU Member States. It becomes apparent from this report that the regulations or requirements established in the various countries for permission or prohibition, licensing, testing, labelling and controlled disposal of specific products differ essentially, at least to some extent. As far as relevant, such differences are listed in the following sections dealing with individual types of products. It is worthwhile mentioning that, as the European market becomes more and more uniform, such differences should be reduced by appropriate standards.

A.2.2 Sealed radiation sources

In the European Union, there are probably several thousand of devices containing high-activity radiation sources licensed for use in areas ranging from medical uses in cancer therapy to safety uses such as testing of structures and industrial equipment, and for the use in measurement devices for geological investigations, quality control of production processes (measurement of layer thickness or material density, charging level etc.) or irradiation of items against microbial organisms. Those radiation sources are licensed by responsible regulatory authorities and state agencies. The radioactive material is sealed in a capsule that is strong enough to prevent dispersion of the radioactive material under the conditions of use for which it was designed. Various radionuclides are in use for sealed sources, e.g. Co-60, Se-75, Kr-85, Sr-90, I-125, Cs-137, Pm-147, Yb-169, Tm-170, Ir-192, Au-198, Ra-226, Am-241, Cm-244 and Cf-252, mainly with activities and activity concentrations far above the exemption levels (in the orders from 10^9 to 10^{16} Bq).

The activity of sealed gamma radiation sources used for calibration purposes is frequently below the activity exemption value to facilitate their application without the requirement of licensing. There are various artificial radionuclides used in gamma calibration sources, e.g. Na-22, Mn-54, Co-57, Co-60, Zn-65, Sr-85, Y-88, Cd-109, Ba-133, Cs-137 or Ce-139. The exemption of this radiation source type is defined by the activities, and not by specific activities. As the presently valid activity exemption

values are not intended to be changed, the revision of regulations concerning exemptions will not influence these practices.

A.2.3 Practices involving unsealed radioactive substances

A.2.3.1 Radiopharmaceuticals

In most cases, the substances used for therapeutic purposes are beta-particle emitters. The beta radiation emitted in vivo has a limited, energy-dependent range of a few millimetres. The substances used meet the requirement that damage to surrounding tissue should be kept to a minimum. The radionuclides typically used for therapeutic purposes are: P-32 (half-life of 25 d), Sr-89 (half-life of 50.5 d), Y-90 (half-life of 64 h), I-131 (half-life of 8 d), Sm-153 (half-life of 47 h), Er-169 (half-life of 9.4 d), and Re-186 (half-life of 91 h).

Radiopharmaceuticals used for Positron Emission Tomography (PET) play a special role within nuclear medicine, as they permit in vivo imaging of numerous biochemical processes without influencing the reactions in question. By means of a PET scanner, the 511 keV annihilation photons (gamma rays) are detected, permitting three-dimensional imaging of the radioactivity distribution and quantification of this activity. The short-lived radionuclides commonly used in PET substances are: C-11 (half-life of 20 min), N-13 (half-life of 10 min), O-15 (half-life of 2 min), and F-18 (half-life of 110 min). F-18 presents the most commonly used PET radionuclide. Because of their short decay times, all of these radionuclides have to be produced on site (using a cyclotron), fully automated, and with high levels of radioactivity.

Radiopharmaceuticals commonly used for diagnostic purposes by scintigraphy are: Ga-67 (half-life of 78 h), Tc-99m (half-life of 6 h), In-111 (half-life of 2.8 d), and Tl-201 (half-life of 73 h).

The application of radiopharmaceuticals is controlled by the respective total activity values. As the activity exemption values are not intended to be changed, the revision of regulations concerning exemptions should not influence the practices of radiopharmaceuticals.

A.2.3.2 Research in medicine, pharmacy, biology, agriculture and chemistry

A wide variety of radionuclides are used in research, e.g. for labelling investigated substances, for clinical measurements or therapy, for research in biology and life sciences, etc. (an overview about applications of 33 important radionuclides is given in Table 1 of [IAE 98]).

Research in medicine, pharmacy, biology, agriculture and chemistry is usually exempted based on the mass related activities that are handled. Many laboratories investigating for example the long-term stability of samples from life science products would need to be licensed if the activity levels specified in RS-G-1.7 [IAE 04] were adopted as mass related exemption values in a revision of the Basic Safety Standards. This concerns especially the application of H-3 and C-14, for which the ratio of the currently valid exemption values to the levels proposed in [IAE 04] amounts to 10^4 . Other widely used radionuclides, for which lowering of the exemption values has been envisaged, are e.g. S-35 (ratio of 10^3), P-33, Na-22 and Ca-45 (ratio of 10^2) or I-125 (ratio of 10). It is important to mention that the scenarios analysed in RP 65 [EUR 93] cover exactly exposure conditions in laboratories and research, so that the current mass related exemption values are appropriate in these circumstances.

A.2.4 Consumer goods

In the following sub-sections, groups of consumer goods containing radionuclides are presented.

A.2.4.1 Radioluminous paints

In radioluminous paints, the radiation emitted is converted into light by a scintillator material (e.g., zinc sulphide). Radioluminous paint has been and still is used in various products making indications visible in the dark. Examples of products incorporating radioluminous paints are timepieces, compasses and other navigation instruments, signs (mainly tritium exit signs), dials, switches and weapon sights.

In the past century, Ra-226 was the radionuclide most widely used in radioluminous paint. In recent decades, it has been replaced by H-3 and Pm-147. In timepieces, e.g., H-3 and Pm-147 are incorporated in a polymer paint that contains a phosphor (like ZnS) and is applied to hands, dials, and bezels of wristwatches, pocket watches, and alarm clocks. The H-3 becomes part of the paint and the Pm-147 is mixed into the paint either as a highly insoluble oxide or in ceramic microspheres. The quantities of H-3 or Pm-147 applied to timepieces, hands, and dials vary significantly, depending on the design of the particular items. In [NRC 01] it is mentioned that wristwatches contain on average 74 MBq of H-3 or 1.7 MBq of Pm-147, and clocks contain on average 19 MBq of H-3 or 1.7 MBq of Pm-147.

Information about the use of radioluminous paints in European countries is compiled in [EUR 07]. Timepieces and compasses incorporating radioluminous paints are available, e.g. in

- Germany: below activities of 250 MBq of H-3, 5 MBq of Pm-147 or 50 kBq of Ra-226 ³,
- Italy: (application in timepieces is allowed only for special use products, but prohibited in timepieces intended for general use, labelling is required; for timepieces activities up to 925 MBq of H-3 and up to 18 MBq of Pm-147 are reported),
- Finland (trade is subject to licensing, if the H-3 activity is more than 400 MBq or the Pm-147 activity is more than 8 MBq), and
- the UK (for timepieces activities up to 185 MBq of H-3 and up to 18 MBq of Pm-147 are reported).

Such products are in general subject to licensing e.g. in Denmark, Luxembourg, and in Spain.

A.2.4.2 Gaseous tritium light sources

Tritium lighting is made using glass tubes with a phosphor layer on the inner surface and tritium gas inside the tube. Such a tube is known as a “gaseous tritium light source” (GTLS). Various preparations of the phosphorus compound can be used to produce different colours of light (in addition to the common phosphorus green, also red, blue, yellow, purple, and orange coloured GTLS are manufactured).

Similar to the radioluminous paints, GTLS are applied in various consumer products like timepieces, compasses, telephone dials, emergency signs, fishing floats or weapon sights to achieve visibility in the dark. According to [EUR 07], these and further GTLS-products are widely available in European countries. Specific products are subject to labelling or licensing or are even prohibited in some countries (e.g. in Denmark all GTLS applications are subject to licensing, in Finland the trade in compasses incorporating GTLS of activity above 10 GBq is subject to licensing, in Germany GTLS-products with an activity above the exemption level of 1 GBq are prohibited, in the Netherlands fishing floats incorporating GTLS are prohibited, in Sweden compasses incorporating GTLS are subject to licensing).

³ These activity levels refer to timepieces. Concerning compasses, the same exemption levels are mentioned for H-3 and Pm-147. A relatively high value of 400 MBq is reported for the permissible Ra-226 activity in compasses, but this could be a misprint.

The H-3 activities reported in [EUR 07] for various GTLS-products reach values of 1 GBq in time-pieces, of about 10 GBq in compasses and weapon sights, and of 28 GBq in fishing floats.

A.2.4.3 Fluorescent lamp starters and other lighting products

The lighting industry manufactures products that partly contain small amounts of radioactive substances [ELC 03]. The application of radioactive substances in such consumer products is restricted by the severe legal regulations with regard to radiation safety of consumers according to [EUR 96] and national radiation protection regulations.

The main physical reason for the application of radioactive substances in lighting products like discharge lamps and starters for fluorescent lamps is the ionisation of the filling gas inside the product in order to generate free electrons for starting the ignition and enhancing the discharge.

The following radionuclides are applied in lamp technology: H-3 (in solid form on inner surfaces), Kr-85 (gaseous, as filling gas), and Pm-147 (solid as wire or pellet). The most important of these isotopes is the rare noble gas Kr-85.

Important lighting products containing radioactive substances are: fluorescent lamp starters and compact fluorescent lamps with integrated starters, metal-halide-lamps, and xenon/mercury short arc lamps. According to [EUR 07], lighting products containing small amounts of radioactive substances are available in most of the European countries. Activity ranges (per appliance) up to 11 kBq of H-3 and 200 Bq of Kr-85 are reported.

A.2.4.4 Surge voltage protectors and other electron tubes

Radioactive substances have been used in a wide variety of electron tubes: voltage regulators (especially surge voltage protectors, also called “surge arrester”), voltage sensitive switching tubes like radar transmit-receive tubes (used in radar systems to disconnect the receiver from the antenna during transmission), spark-gap tubes and glow lamps, etc.

In general, such tubes consist of a glass envelope, a fill gas, a radioactive source, an anode and an unheated (cold) cathode. The purpose of the radioactive sources in electron tubes is to provide a pre-ionisation of the filler gases so that the application of a high voltage across the tube results in an instantaneous current. In the absence of such a source, the current would be initiated by a random event (e.g., light, cosmic or background gamma rays) that ionises the gas. The radioactive source therefore speeds up the operation of the tube and ensures that the tube output is steady (reliable) and not subjected to random fluctuations.

Various radionuclides are or have been used in such devices, especially H-3, C-14, Co-60, Ni-63, Kr-85, Cs-137, Pm-147, Pb-210, Ra-226, and Th-232. If H-3 or Kr-85 is used, it is typically mixed with the fill gas of the electron tube.

In [NRC 01], activities per electron tube (unit) produced in the USA during the period of 1970 to 1986 are reported. With respect to surge voltage protectors, it is mentioned that they usually contain less than 37 kBq of Co-60, Ni-63, Kr-85 or Cs-137. They present in principle smaller versions of the so-called radar transmit-receive tubes. In [EUR 07], different H-3 activities applied in surge voltage protectors are reported (up to 5 MBq for Denmark and up to 3 GBq for Germany).

Surge voltage protectors and other electron tubes containing radioactive substances are available in many European countries, partially – like in Germany – subject to licensing (if the activity exceeds the relevant exemption limit), labelling, and controlled disposal.

A.2.4.5 Ionization chamber smoke detectors

An ionization chamber smoke detector (ICSD) consists of an ionization chamber, an electronic circuitry, a power source (e.g. a battery), an alarm mechanism, and an outer case. In the ionization chamber, predominantly Am-241, which is an alpha emitter with a half-life of 433 years, is used as the source of ionizing radiation, but other radionuclides like Ni-63, Ra-226, Pu-238 and Pu-239 were also applied in ICSDs (see [NRC 01], [EUR 07]). The radiation source is positioned between two oppositely charged electrodes. In the case of Am-241, the alpha particles emitted interact with air molecules and convert them to positive ions by removal of electrons. The ions are attracted toward the electrode, causing a small (reasonably steady) current. If the air entering the chamber contains smoke particles that are more massive than the air molecules, the formerly steady current decreases, because the charged smoke particles move more slowly than ionized air molecules. This activates an alarm to signal a fire in a very early stage.

It has to be mentioned that ICSD are relatively sensitive to false alarms from steam generated e.g. in the kitchen or the bathroom of private houses. In contrast to the alternative optical smoke detectors, the ICSDs have the advantage of being also sensitive to very small non-visible smoke particles that do not (or not sufficiently) scatter light.

According to [NRC 01], the average Am-241 activity of the ICSDs sold in the USA is about 40 kBq per unit. This activity also presents a typical upper value for ICSDs sold in European countries. However, for some countries higher Am-241 activities of ICSDs were reported in [EUR 07] (up to 555 kBq for Germany and up to 185 kBq for Italy).

According to [EUR 07], ICSDs are available in all but a few European countries (prohibited in Luxembourg, sale to the general public prohibited in the Netherlands since 2006; sale to the general public prohibited in Finland if the ICSD source activity is above 37 kBq of Am-241). Licensing, labelling and/or controlled disposal of ICSDs is required in most of the European countries.

A.2.4.6 Chemical Detectors

Chemical detectors are used to monitor for harmful or toxic gases and a variety of vapours. They are used by the industry to monitor for leakage of gases, refrigerants, and products of combustion; by the military to monitor for chemical warfare agents such as nerve and blister gases; and by airports to monitor for vapours from explosives or narcotic substances.

A chemical detector consists typically of a detector cell, an electronic circuitry, a power source, an air pump, a heater, and an outside case. The detector cells contain a radioactive source, which is usually coiled into a cylindrical shape with the radioactive side inward. The technology used is similar to that used in smoke detectors (see section A.2.4.5). Air is drawn into the detector through airflow tubes via the internal pump, heated as it is drawn past the detector cell, and expelled as exhaust. As the heated air passes over the radioactive sources, electrons and positive ions are formed, which cause a current in the detector cell. The free electrons are readily captured by many gases and vapours, causing a reduction of the current in the detection cell. If the current drops below a preset level, a visual and/or audible alarm is given.

According to [NRC 01], typical chemical detectors use sources containing a total of 0.37 GBq of Ni-63 or 5.9 MBq of Am-241 (per detector).

A.2.4.7 Electron capture detectors

An electron capture detector (ECD) can be used to identify molecules in the effluent stream from gas chromatographs. Gas chromatographs are used to separate a gas mixture in order to identify the various components and their concentrations. The effluent stream from a gas chromatograph can be passed through devices like ECDs to enhance the sensitivity and thus further refine the analysis. The

commonly used ECDs are negative-ion-based detectors. The analyte in a carrier gas (such as helium, argon, or nitrogen) is passed through the ECD. The electrons from low-energy beta-particle sources are thermalised in the carrier gas, and produce negative ions of the analyte at a rate that depends on the electron capture cross-section of the molecules or molecular subunits. The change in electron current while passing through the gas stream is monitored, and a variety of signal processing techniques can be used to detect very low concentrations in the order of one part in 10^{14} to 10^{16} . Such high sensitivities make the combination of a gas chromatograph and ECD important in environmental sampling for very small amounts of pollutants.

The electrons typically provided in ECD are low-energy beta particle sources containing activities of about 11 GBq of H-3 or about 1 GBq of Ni-63 [NRC 01].

A.2.4.8 Ion mobility spectrometers

An ion mobility spectrometer (IMS) is a spectrometer capable of detecting and identifying very low concentrations of chemicals based upon the differential migration of gas phase ions through a homogeneous electric field. IMS devices are available in a wide range of sizes (often tailored for a specific application) and are capable of operating under a broad range of conditions. An IMS device measures the speed of ion movement in a uniform electric field through a given atmosphere. The great strength of IMS is the speed at which separations occur (in the order of tens of milliseconds). This feature combined with its ease of use, relatively high sensitivity, and compact design have allowed IMS as a commercial product to be used as a routine tool for the field detection of explosives, drugs, and other chemicals.

The molecules of the investigated sample need to be ionized, which in many cases is accomplished by a radioactive source, e.g. of Ni-63 or Am-241 (similar to those applied in ionization chamber smoke detectors). Typically, the source activity used in an IMS (e.g. in the RAID-devices produced by Bruker Daltonik GmbH, Leipzig) is on the order of 100 MBq.

A.2.4.9 Anti-static devices

Static eliminators and ion generators are devices that contain a radioactive source for the purpose of reducing electric charge build-up on equipment and materials. The radiation from the source produces ions in air, which neutralise the static charges in their vicinity. Static eliminators incorporating alpha particle emitters (usually Po-210 or Am-241) may be used for removing dust from photographic negatives, vinyl records, cameras and spectacle lenses [EUR 07]. The radionuclides are in the form of microspheres and bound into an epoxy matrix or metallic foil sources. These products are not used by the general public, but are available and may be used e.g. by amateur photographers or record collectors.

Commercial applications for static eliminators are aimed, e.g.

- to reduce the risk of fire or explosion due to static charge build-up and discharge in volatile and explosive environments,
- to reduce the build-up of static charges that can damage electronic circuits and hard drives during assembly and repair of personal computers, or
- to reduce the build-up of dust on surfaces to be electroplated or painted.

As a consumer product, their use is generally limited to elimination of static charges on photographic films and lenses and the static charges that can hinder the delicate operation of balances of precision.

In precision balances, H-3 has been used on metal parts in the form of self-luminous paint as an anti-static device [NRC 01].

Activities of anti-static devices produced in European countries are not reported in [EUR 07]. From [NRC 01] it could be concluded that radiation source of static elimination device contain less than about 20 MBq of Po-210. However, in [NRC 07] a much higher value of “typical activities” of about 1 GBq (Am-241 or Po-210) is reported.

A.2.4.10 Lightning arresters

For air terminals of lightning rods, so-called early streamer emitter (ESE) that contain a radioactive source have been produced to create an upward propagating streamer (faster than a standard air terminal) that should connect with a downward propagating leader of a lightning stroke. The aim of the radiation source in lightning rods was that generated positive ions are drawn upward to the cloud, causing a chain reaction by collisions, which increases the quantity of ions ascending from the source.

Experiments conducted in various countries using radioactive sources in air terminals of lightning rods showed that these ESEs did not lead to a better performance than standard devices. Therefore, radioactive air terminals of lightning rods were banned in many countries because they are not justified but potentially dangerous to personnel. As mentioned in [EUR 07], such devices are no longer widely available. They are prohibited, e.g., in Ireland, Italy, Luxembourg, Netherlands, Portugal, and Spain.

Radionuclides applied in lightning rods are H-3, Ra-226 and Am-241. Activities per unit up to 33 MBq of Ra-226 and up to 35 MBq of Am-241 are reported in [EUR 07]. In [NRL 07] typical activities of about 7 GBq of H-3, 1 MBq of Ra-226, and 50 MBq of Am-241 are reported. Other radionuclides that were used in such systems are Co-60 and Eu isotopes.

A.2.4.11 Irradiated gemstones

The colour of gemstones may be intensified or altered by irradiation to enhance their commercial value. One of the methods applied is neutron activation. Relevant radionuclides that are produced e.g. in irradiated topaz gemstones are Sc-46, Mn-54, Zn-65, Cs-134, and Ta-182 [NRC 01].

It is (was) standard practice to irradiate gemstones up to levels that comply with the exemption levels for the specific activities of relevant radionuclides. However, as mentioned in [EUR 07], there have been occasional reports indicating that a few irradiated gemstones containing significant levels of activation products have been released onto the open market. Concerning the above mentioned 5 radionuclides it has to be noticed that respective exemption levels specified in [EUR 96] are by a factor of 100 above those proposed in RS-G-1.7 [IAE 04].

According to [EUR 07], irradiated gemstones are prohibited in some European countries, e.g. in Denmark, Finland, Italy, and Spain.

A.3 Zusammenfassung der Ergebnisse aus Abschnitt A.2

Strahlenquellen:

Die Diskussion von Strahlenquellen in Abschnitt A.2.2 spielt für die vorliegende Untersuchung nur eine untergeordnete Rolle, da es sich hierbei um umschlossene Quellen handelt. Keines der Radionuklide in Tabelle 5.2 findet sich zudem in der Liste relevanter Radionuklide für Strahlenquellen wieder.

Radiopharmazeutika:

Die in Abschnitt A.2.3.1 identifizierten Radionuklide, die für Radiopharmazeutika angewendet werden, finden sich nicht in Tabelle 5.2 wieder. Es handelt sich außerdem in vielen Fällen um vergleichs-

weise kurzlebige Radionuklide, die ohnehin keine Rolle im Hinblick auf das Einschmelzen von freigegebenem Metallschrott spielen, da deren Aktivität aufgrund der Gestaltung der Szenarien weitgehend abgeklungen ist, bis die Szenarien einsetzen.

Verbraucherprodukte:

Die Verbraucherprodukte, die in den verschiedenen Unterabschnitten von Abschnitt A.2.4 behandelt wurden, enthalten insbesondere H-3, radioaktive Edelgase und Radionuklide wie Ni-63, Pm-147, Cs-137, Am-241 sowie Radionuklide der natürlichen Zerfallsreihen. Hiervon sind nur die im Folgenden aufgeführten Radionuklide für die Diskussion in Abschnitt 5.4 relevant.

Für Überspannungsableiter (surge voltage protectors, Abschnitt A.2.4.4) insbesondere in der Bauform als gasgefüllte Überspannungsableiter, so genannte Gasableiter, wurden die folgenden Radionuklide identifiziert:

H-3, C-14, Co-60, Ni-63, Kr-85, Cs-137, Pm-147, Pb-210, Ra-226 und Th-232,

von denen C-14 und Ni-63 in Tabelle 5.2 aufgelistet sind. Sofern die Freigrenzen nach Anl. III Tab. 1 Sp. 2 und 3 StrlSchV überschritten sind, bedarf Herstellung, Vertrieb und Einsatz einer strahlenschutzrechtlichen Genehmigung.

In frühen Bauformen von Ionisationsrauchmeldern (Abschnitt A.2.4.5) wird Ni-63 als ein Nuklid identifiziert, das auch in Tabelle 5.2 aufgelistet ist. Dieses Nuklid wird auch als Strahlenquelle in weiteren Geräten wie etwa Gasdetektoren, Ionen-Mobilitätsspektrometern und Elektroneneinfangdetektoren (Abschnitte A.2.4.6 bis A.2.4.8), unterscheidet sich hierbei aber nicht vom bereits oben besprochenen Einsatz in Form von Strahlenquellen.

Die weiterhin noch in den Abschnitten A.2.4.9 bis A.2.4.11 besprochenen Produkte enthalten entweder keine in Tabelle 5.2 ausgeführten Nuklide (Antistatik-Einrichtungen) oder sind nicht zugelassen (Edelsteine) bzw. werden nicht mehr verwendet (Blitzableiter mit Vorrichtungen zur Ionisation der Luft).

B. ANHANG: BEISPIEL FÜR ABBRANDRECHNUNGEN

Tabelle B.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 B.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
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

Nuklid	Aktivität in Bq pro BE für ...				
	frisches BE	BE bei Entladg.	BE nach 1 a	BE nach 10 a	BE nach 30 a
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

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

C.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 89 als Basis für die massenbezogenen Freigabewerte für metallische Reststoffe,
- die Umsetzung von RP 89 in der deutschen StrlSchV in Form der Freigabewerte nach Anl. III Tab. 1 Sp. 10a StrlSchV (hierzu wurde in [DEC 98] die vollständige Nuklidliste einbezogen, wobei auch die Einbeziehung von Tochternukliden entsprechend ausgedehnt wurde).

Diese Gegenüberstellung vergleicht diejenigen Radionuklide zu vergleichen, die bereits vollständig in der Betrachtung des Mutternuklids enthalten sind, wie beispielsweise das kurzlebige Y-90 im Mutternuklid Sr-90. Die betreffende Gegenüberstellung zeigt Tabelle C.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 89 sich nur auf längerlebige, in der Kontamination auf metallischen Reststoffen relevante Radionuklide bezieht und daher nur eine Untermenge an Radionukliden betrachtet. Aus diesem Grund wird auch die vollständige Liste von Anl. III Tab. 1 Sp. 10a StrlSchV 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 C.1 wiedergegeben werden. Daher wird in den folgenden Abschnitten in Tabelle C.2 bis Tabelle C.4 der jeweilige prozentuale Beitrag aller Tochternuklide zu den verschiedenen Dosiskoeffizienten dargestellt. Die in Tabelle C.1 identifizierten Unterschiede sind daher immer in Kombination mit den Daten von Tabelle C.2, Tabelle C.3 oder Tabelle C.4 zu interpretieren. Die Ergebnisse sind in Abschnitt C.5 dargestellt.

C.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 C.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.
- 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 C.1: Vergleich der Sätze von Tochternukliden in Anl. III Tab. 2 StrlSchV, SR 44 und RP 89

Muttern.	Anl. III Tab. 2 StrlSchV	SR 44 (Table 1, S. 11)	RP 89 (Table 6-1, S. 13)	Anl. III Tab. 1 Sp. 10a StrlSchV
Mg-28	Al-28	nicht enthalten	nicht enthalten	nicht enthalten
Ca-47	Sc-47	TN einbezogen	nicht enthalten	Sc-47
Ti-44	Sc-44	nicht enthalten	nicht enthalten	nicht enthalten
Fe-52m	TN einbezogen	Mn-52m	nicht enthalten	Mn-52m
Fe-60	Co-60m	nicht enthalten	nicht enthalten	nicht enthalten
Zn-69m	Zn-69	Zn-69	nicht enthalten	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
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	nicht enthalten	Nb-97, Nb-97m
Nb-97	keine	Nb-97m	nicht enthalten	keine
Mo-99	TN einbezogen	Tc-99m	nicht enthalten	keine
Mo-101	Tc-101 (in Tab. fehlerhaft: Tc-100)	Tc-101	nicht enthalten	Tc-101
Tc-95m	Tc-95	nicht enthalten	nicht enthalten	nicht enthalten
Ru-103	Rh-103m (in Tab. fehlerhaft: Rh-102m)	Rh-103m	nicht enthalten	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	nicht enthalten	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	nicht enthalten	In-115m
In-114m	In-114	In-114	nicht enthalten	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	nicht enthalten	Te-129
Te-131m	Te-131	Te-131	nicht enthalten	Te-131

Muttern.	Anl. III Tab. 2 StrlSchV	SR 44 (Table 1, S. 11)	RP 89 (Table 6-1, S. 13)	Anl. III Tab. 1 Sp. 10a StrlSchV
Te-132	TN einbezogen	I-132	nicht enthalten	I-132
Te-133m	Te-133	TN einbezogen	nicht enthalten	Te-133
I-133	Xe-133, Xe-133m	TN einbezogen	nicht enthalten	Xe-133, Xe-133m
I-135	Xe-135, Xe-135m	TN einbezogen	nicht enthalten	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	nicht enthalten	Cs-131
Ba-140	La-140	TN einbezogen	nicht enthalten	La-140
Ce-144	Pr-144, Pr-144m	Pr-144, Pr-144m	Pr-144, Pr-144m	Pr-144, Pr-144m
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	nicht enthalten	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-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	nicht enthalten	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	nicht enthalten, s. Pb-210	Bi-210, Po-210
Pb-212	Bi-212, Tl-208, Po-212	kein „künstliches“ RN	nicht enthalten	Bi-212, Tl-208, Po-212
Bi-212	Tl-208, Po-212	kein „künstliches“ RN	nicht enthalten	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	nicht enthalten	Rn-219, Po-215, Pb-211, Bi-211, Tl-207, Po-211
Ra-224	Rn-220, Po-216, Pb-212, Bi-212, Tl-208, Po-212	nicht enthalten	nicht enthalten	Rn-220, Po-216, Pb-212, Bi-212, Tl-208, Po-212
Ra-226	Rn-222, Po-218, Pb-214, Bi-214, Po-214	kein „künstliches“ RN	Rn-222, Po-218, Pb-214, Bi-214, Po-214	Rn-222, Po-218, Pb-214, Bi-214, Po-214
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
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 89 (Table 6-1, S. 13)	Anl. III Tab. 1 Sp. 10a StrlSchV
Ac-227	Fr-223	nicht enthalten	nicht enthalten	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	nicht enthalten	Fr-223, Th-227, Ra-223, Rn-219, Po-215, Pb-211, Bi-211, Tl-207, Po-211
Th-226	Ra-222, Rn-218, Po-214	TN einbezogen	nicht enthalten	Ra-222, Rn-218, Po-214
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-232sec	Ra-228, Ac-228, Th-228, Ra-224, Rn-220, Po-216, Pb-212, Bi-212, Tl-208, Po-212	kein „künstliches“ RN	keine	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)	keine	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	keine	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-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
Pu-244	U-240, Np-240m, Np-240	U-240, Np-240m, Np-240	U-240, Np-240m, Np-240	U-240, Np-240m, Np-240
Am-242m	Np-238, Am-242	Np-238 (ohne Am-242)	Np-238, Am-242	Np-238, Am-242
Am-243	Np-239	Np-239	Np-239	Np-239
Cm-247	Pu-243	Pu-243	Pu-243	Pu-243
Cf-253	Cm-249	TN einbezogen	nicht enthalten	Cm-249
Es-254	Bk-250	Bk-250	Bk-250	Bk-250
Es-254m	Bk-250, Fm-254	Fm-254 (ohne Bk-250)	nicht enthalten	Bk-250, Fm-254

C.3 Beiträge der Mutter- und Tochternuklide zu den Dosiskoeffizienten für externe Gamma-Bestrahlung

Tabelle C.2 stellt die Anteile der Mutter- und Tochternuklide an den Dosiskoeffizienten für externe Gamma-Bestrahlung am Beispiel der Expositionsgeometrie „Raum mit Metallwänden“ dar. Aufgetragen sind jeweils das Mutternuklid, die einbezogenen Tochternuklide und in jeder Tabellenzelle der prozentuale Beitrag zum Dosiskoeffizienten.

Tabelle C.2: Anteil der Mutter- und Tochternuklide an den Dosiskoeffizienten für externe Gamma-Bestrahlung (am Beispiel der Expositionsgeometrie „Raum mit Metallwänden“)

[illegible]

[illegible]

[illegible]

Nuklid (Anteil am Dosiskoeffizienten für ext. Bestrahlung)											
Mutter	Töchter										
Am-242m 2,7%	Am-242 61,5%	Cm-242 <0,1%	Np-238 35,8%	Pu-238 <0,1%	U-234 <0,1%						
Am-243 8,7%	Np-239 91,3%	Pu-239 <0,1%									
Pu-244 <0,1%	U-240 <0,1%	Np-240m 99,6%	Np-240 0,4%	Pu-240 <0,1%							
Cm-247 96,9%	Pu-243 2,7%	Am-243 <0,1%	Np-239 0,4%								
Cf-253 0,2%	Cm-249 30,8%	Es-253 51,7%	Bk-249 <0,1%	Cf-249 17,3%							
Es-254 0,4%	Bk-250 99,6%	Cf-250 <0,1%	Cm-246 <0,1%								
Es-254m <0,1%	Fm-254 0,5%	Bk-250 99,5%	Cf-250 <0,1%								

C.4 Beiträge der Mutter- und Tochternuklide zu den Dosiskoeffizienten für Ingestion und Inhalation

Tabelle C.3 und Tabelle C.4 stellen die Anteile der Mutter- und Tochternuklide an den Dosiskoeffizienten für Inhalation und Ingestion dar. Aufgetragen sind jeweils das Mutternuklid, die einbezogenen Tochternuklide und in jeder Tabellenzelle der prozentuale Beitrag zum Dosiskoeffizienten.

Tabelle C.3: Anteil der Mutter- und Tochternuklide am Dosiskoeffizienten für Inhalation (Altersgruppe der Erwachsenen)

[illegible]

[illegible]

Nuklid (Anteil am Dosiskoeffizienten für Inhalation)												
M.	Tochter nuklide											
Cs-137 100,0%	Ba-137m <0,1%											
Ba-140 86,3%	La-140 13,7%											
Ce-144 100,0%	Pr-144m <0,1%	Pr-144 <0,1%										
Gd-146 87,6%	Eu-146 12,4%	Sm-146 <0,1%										
Pm-148m 100,0%	Sm-148 <0,1%	Pm-148 <0,1%	Nd-144 <0,1%									
Dy-166 83,4%	Ho-166 16,6%											
Hf-172 100,0%	Lu-172m <0,1%	Lu-172 <0,1%										
W-178 51,5%	Ta-178 48,5%											
Pt-188 59,0%	Ir-188 41,0%											
W-188 56,5%	Re-188 43,5%											
Re-189 99,9%	Os-189m <0,1%											
Ir-190 100,0%	Os-190m <0,1%											
Hg-194 98,3%	Au-194 1,7%											
Os-194 99,3%	Ir-194 0,7%											
Hg-195m 94,7%	Hg-195 4,5%	Au-195 0,8%	Au-195m <0,1%									
Pb-210 25,8%	Bi-210 2,2%	Po-210 72,1%										
Bi-212 100,0%	Po-212 <0,1%	Tl-208 <0,1%										
Pb-212 87,5%	Bi-212 12,5%	Po-212 <0,1%	Tl-208 <0,1%									
Rn-220 -	Po-216 -	Pb-212 -	Bi-212 -	Po-212 -	Tl-208 -							
Rn-222 <0,1%	Po-218 <0,1%	Pb-214 70,7%	At-218 <0,1%	Bi-214 29,3%	Rn-218 <0,1%	Po-214 <0,1%	Tl-210 <0,1%	Pb-210 <0,1%	Pb-209 <0,1%	Bi-210 <0,1%	Bi-209 <0,1%	
Ra-223 99,9%	Rn-219 <0,1%	Po-215 <0,1%	Pb-211 0,1%	Bi-211 <0,1%	Po-211 <0,1%	Tl-207 <0,1%						
Ra-224 95,2%	Rn-220 <0,1%	Po-216 <0,1%	Pb-212 4,0%	Bi-212 0,7%	Po-212 <0,1%	Tl-208 <0,1%						
Ac-225 99,8%	Fr-221 <0,1%	At-217 <0,1%	Bi-213 0,2%	Rn-217 <0,1%	Po-213 <0,1%	Tl-209 <0,1%	Pb-209 <0,1%	Bi-209 <0,1%				
Ra-226 45,5%	Rn-222 <0,1%	Po-218 <0,1%	Pb-214 0,2%	Bi-214 0,2%	Po-214 <0,1%	Pb-210 13,2%	Bi-210 1,1%	Po-210 39,7%				
Th-226 100,0%	Ra-222 <0,1%	Rn-218 <0,1%	Po-214 <0,1%									
Ac-227 97,0%	Th-227 1,7%	Fr-223 <0,1%	Ra-223 1,3%	At-219 <0,1%	Rn-219 <0,1%	Bi-215 <0,1%	Po-215 <0,1%	Pb-211 <0,1%	Bi-211 <0,1%			
Ra-228 9,4%	Ac-228 <0,1%	Th-228 83,8%	Ra-224 6,3%	Rn-220 <0,1%	Po-216 <0,1%	Pb-212 0,4%	Bi-212 <0,1%	Po-212 <0,1%	Tl-208 <0,1%			
Th-228 92,8%	Ra-224 6,8%	Rn-220 <0,1%	Po-216 <0,1%	Pb-212 0,4%	Bi-212 <0,1%	Po-212 <0,1%	Tl-208 <0,1%					
Th-229 82,7%	Ra-225 7,3%	Ac-225 9,9%	Fr-221 <0,1%	At-217 <0,1%	Bi-213 <0,1%	Po-213 <0,1%	Tl-209 <0,1%	Pb-209 <0,1%				

Nuklid (Anteil am Dosiskoeffizienten für Inhalation)												
M.	Tochternuklide											
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%							
Am-243 99,6%	Np-239 <0,1%	Pu-239 0,4%										
Pu-244 98,9%	U-240 <0,1%	Np-240m <0,1%	Np-240 <0,1%	Pu-240 1,1%								
Cm-247 99,0%	Pu-243 <0,1%	Am-243 1,0%	Np-239 <0,1%									
Cf-253 58,2%	Cm-249 <0,1%	Es-253 41,2%	Bk-249 0,3%	Cf-249 0,3%								
Es-254 83,9%	Bk-250 <0,1%	Cf-250 16,0%	Cm-246 <0,1%									
Es-254m 88,9%	Fm-254 9,2%	Bk-250 <0,1%	Cf-250 1,9%									

Tabelle C.4: Anteil der Mutter- und Tochternuklide am Dosiskoeffizienten für Ingestion (Altersgruppe der Erwachsenen)

[illegible]

Nuklid (Anteil am Dosiskoeffizienten für Ingestion)											
Mutter	Töchter										
Sr-90 91,2%	Y-90 8,8%										
Sr-91 98,8%	Y-91m 0,8%	Y-91 0,4%									
Zr-93 90,2%	Nb-93m 9,8%										
Zr-95 77,0%	Nb-95m 0,3%	Nb-95 22,7%									
Tc-95m 98,8%	Tc-95 1,2%										
Nb-97 100,0%	keine <0,1%										
Zr-97 97,4%	Nb-97m <0,1%	Nb-97 2,6%									
Mo-99 97,5%	Tc-99m 2,5%										
Mo-101 85,3%	Tc-101 14,7%										
Pd-103 98,1%	Rh-103m 1,9%										
Ru-103 99,5%	Rh-103m 0,5%										
Ru-105 88,3%	Rh-105m <0,1%	Rh-105 11,7%									
Ru-106 100,0%	Rh-106 <0,1%										
Ag-108m 100,0%	Ag-108 <0,1%	Cd-108 <0,1%									
Cd-109 100,0%	Ag-109m <0,1%										
Pd-109 100,0%	Ag-109m <0,1%										
Ag-110m 100,0%	Ag-110 <0,1%										
Sn-113 96,3%	In-113m 3,7%										
In-114m 100,0%	In-114 <0,1%										
Cd-115 95,3%	In-115m 4,7%										
Cd-115m 100,0%	In-115 <0,1%	In-115m <0,1%									
Sn-121m 68,1%	Sn-121 31,9%										
Xe-122 -	I-122 -										
Sb-125 86,7%	Te-125m 13,3%										
Sn-126 99,8%	Sb-126n <0,1%	Sb-126m 0,2%	Sb-126 <0,1%								
Te-127m 93,4%	Te-127 6,6%										
Te-129m 98,7%	Te-129 1,3%										
Ba-131 95,0%	Cs-131 5,0%										
Te-131m 43,8%	Te-131 0,4%	I-131 55,8%	Xe-131m <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%
Ra-223 99,8%	Rn-219 <0,1%	Po-215 <0,1%	Pb-211 0,2%	Bi-211 <0,1%	Po-211 <0,1%	Tl-207 <0,1%					
Ra-224 93,3%	Rn-220 <0,1%	Po-216 <0,1%	Pb-212 6,4%	Bi-212 0,3%	Po-212 <0,1%	Tl-208 <0,1%					
Ac-225 99,6%	Fr-221 <0,1%	At-217 <0,1%	Bi-213 0,4%	Rn-217 <0,1%	Po-213 <0,1%	Tl-209 <0,1%	Pb-209 <0,1%	Bi-209 <0,1%			
Ra-226 13,8%	Rn-222 <0,1%	Po-218 <0,1%	Pb-214 <0,1%	Bi-214 <0,1%	Po-214 <0,1%	Pb-210 31,5%	Bi-210 <0,1%	Po-210 54,7%			
Th-226 100,0%	Ra-222 <0,1%	Rn-218 <0,1%	Po-214 <0,1%								

Nuklid (Anteil am Dosiskoeffizienten für Ingestion)												
Mutter	Töchter											
Ac-227 91,1%	Th-227 0,7%	Fr-223 <0,1%	Ra-223 8,1%	At-219 <0,1%	Rn-219 <0,1%	Bi-215 <0,1%	Po-215 <0,1%	Pb-211 <0,1%	Bi-211 <0,1%			
Ra-228 89,2%	Ac-228 <0,1%	Th-228 5,4%	Ra-224 4,9%	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 50,9%	Ra-224 44,7%	Rn-220 <0,1%	Po-216 <0,1%	Pb-212 4,1%	Bi-212 0,2%	Po-212 <0,1%	Tl-208 <0,1%					
Th-229 79,9%	Ra-225 16,1%	Ac-225 3,9%	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 91,7%	Th-226 0,6%	Ra-222 <0,1%	Rn-218 <0,1%	Po-214 <0,1%	Pb-210 2,8%	Bi-210 <0,1%	Po-210 4,9%					
Th-232 21,6%	Ra-228 64,9%	Ac-228 <0,1%	Th-228 6,8%	Ra-224 6,1%	Rn-220 <0,1%	Po-216 <0,1%	Pb-212 0,6%	Bi-212 <0,1%	Po-212 <0,1%	Tl-208 <0,1%		
U-232 71,8%	Th-228 14,2%	Ra-224 12,8%	Rn-220 <0,1%	Po-216 <0,1%	Pb-212 1,2%	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 92,8%	Th-231 0,7%	Pa-231 2,9%	Ac-227 3,3%	Fr-223 <0,1%	Th-227 <0,1%	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 99,0%	Pa-233 0,8%	U-233 0,2%										
U-238 92,9%	Th-234 7,0%	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 67,7%	Am-242 0,1%	Cm-242 3,5%	Np-238 <0,1%	Pu-238 28,8%	U-234 <0,1%							
Am-243 99,2%	Np-239 0,4%	Pu-239 0,4%										
Pu-244 98,5%	U-240 0,5%	Np-240m <0,1%	Np-240 <0,1%	Pu-240 1,1%								
Cm-247 99,0%	Pu-243 <0,1%	Am-243 1,0%	Np-239 <0,1%									
Cf-253 39,3%	Cm-249 <0,1%	Es-253 58,5%	Bk-249 1,2%	Cf-249 1,0%								
Es-254 77,9%	Bk-250 0,4%	Cf-250 21,6%	Cm-246 0,1%									
Es-254m 91,3%	Fm-254 7,6%	Bk-250 <0,1%	Cf-250 1,0%									

C.5 Ergebnis des Vergleichs

Die Gegenüberstellung der Daten in Tabelle C.1 zeigt für die allermeisten Radionuklide keine Konflikte. Für die weit überwiegende Zahl der in Anl. III Tab. 2 StrlSchV genannten Mutternukliden

- sind dieselben Tochternuklide in den Untersuchungen RS-G-1.7/SR 44, RP 89 und [DEC 98] betrachtet worden (wobei [DEC 98] als Erweiterung zu RP 89 eine Obermenge von Radionukliden beinhaltet),
- sind in den Untersuchungen RS-G-1.7/SR 44, RP 89 sowie [DEC 98] keine Freigabewerte abgeleitet worden, so dass die Einbeziehung von Tochternukliden irrelevant ist oder
- sind die betreffenden Tochternuklide in der Untersuchung RS-G-1.7/SR 44 und [DEC 98] einbezogen worden, ohne dass diese Tochternuklide als vollständig durch die Dosiskoeffizienten des Mutternuklids abgegolten angesehen werden.

In diesen Fällen, die in Tabelle C.1 ohne farbliche Hervorhebung stehen, besteht zwischen den genannten Untersuchungen kein Widerspruch.

Einträge mit farblichen Hervorhebungen bestehen in Tabelle C.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.
- Mo-99: Die Tochternuklide Tc-99m und Tc-99 tragen 27 % zur ext. Bestrahlung und weniger als 3 % zu Ingestion und Inhalation bei. Aufgrund der kurzen Halbwertszeit von 66 h ist Mo-99 für die Freigabe von Metallen zur Rezyklierung allerdings ohnehin von untergeordneter Bedeutung. In den Freigabewerten führt die unterschiedliche Behandlung der Tochternuklide Tc-99m und Tc-99 daher nicht zu einem Konflikt.
- 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 Metallen zur Rezyklierung allerdings 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 weist eine Halbwertszeit von 10^8 a (!) auf und zerfällt ins stabile Nd-142. Der Dosisbeitrag durch das Tochternuklid ist daher extrem gering ($< 0,1$ %). Für die Berechnung von Freigabewerten für Metalle zur Rezyklierung wurde es ohnehin nicht einbezogen. Es besteht somit keine Notwendigkeit, das Tochternuklid in Anl. III Tab. 2 StrlSchV mit aufzunehmen.
- Th-232sec: In RP 89 wurde lediglich Th-232 als Kontamination etwa von abgetrenntem Thorium betrachtet, nicht aber die Zerfallsreihe. In Anl. III Tab. 1 Sp. 10a StrlSchV wurden dagegen Freigabewerte für Th-232+ und Th-232sec berechnet. Es besteht daher kein Konflikt.
- U-232sec: Die Nichteinbeziehung von Po-212 in SR 44 führt zu einer Vernachlässigung von weniger als 0,1 % bei allen Dosiskoeffizienten. Dies ist ohne Auswirkung auf die Berechnung der Freigabewerte. Es besteht daher kein Konflikt.
- Am-242m: Die Nichteinbeziehung von Am-242 in SR 44 führt zu einer Vernachlässigung von 61,5 % des Beitrags zum Dosiskoeffizienten für externe Bestrahlung und von weniger als 0,1 % bei den Dosiskoeffizienten für Ingestion und Inhalation. Die Pfade der externen Bestrahlung haben bei Am-242m jedoch eine mehr als 2 Größenordnungen geringere Dosisrelevanz als Ingestion und Inhalation, so dass diese Vernachlässigung in SR 44 für die Berechnung der Freigabewerte nicht ins Gewicht fällt.
- Es-254m: Die Nichteinbeziehung von Bk-250 in SR 44 führt zu einer Vernachlässigung von nahezu dem gesamten Beitrag zum Dosiskoeffizienten für externe Bestrahlung und von weniger als 0,1 % bei den Dosiskoeffizienten für Ingestion und Inhalation. Da die Pfade der externen Bestrahlung, Ingestion und Inhalation alle sehr ähnliche Dosisbeiträge liefern, fällt diese Vernachlässigung in SR 44 für die Berechnung der Freigabewerte nicht ins Gewicht.

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. 10a 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

E-Mail: ePost@bfs.de

Gedruckt auf Recyclingpapier aus 100 % Altpapier.



Bundesamt für Strahlenschutz