

Ressortforschungsberichte zum Strahlenschutz

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

Band 4: Bericht zu AP4

Auftragnehmer:
Brenk Systemplanung GmbH (BS)

Dr. S. Thierfeldt
Dr. R. Kunz

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



Bundesamt für Strahlenschutz

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

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

BfS-RESFOR-133/18

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

Salzgitter, Mai 2018

Überarbeitung der Strahlenschutzverordnung bzgl. der Freigrenzen von radioaktiven Stoffen zur Umsetzung der neuen EURATOM-Grundnormen in deutsches Recht
Bericht zu AP4

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

erstellt im Auftrag des
Bundesamtes für Strahlenschutz
Ingolstädter Landstraße 1, 85764 Oberschleißheim

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. Ralf Kunz

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

ERSTELLUNG, PRÜFUNG UND FREIGABE

| erstellt | geprüft | freigegeben |
|---------------|-------------------------|------------------|
| Projektleiter | Geschäftsbereichsleiter | Geschäftsführung |

Zusammenfassung:

Das Bundesamt für Strahlenschutz (BfS) hat die Brenk Systemplanung GmbH (BS) im August 2014 mit der Durchführung des Forschungsvorhabens „Überarbeitung der Strahlenschutzverordnung bzgl. der Freigrenzen von radioaktiven Stoffen zur Umsetzung der neuen EURATOM-Grundnormen in deutsches Recht“ (Förderkennzeichen 3614S70051) beauftragt. Das Vorhaben bezieht sich insbesondere auf die in den neuen EURATOM-Grundnormen enthaltenen Freigrenzen, die identisch sind zu den Werten im Safety Guide RS-G-1.7 der IAEA. Dieses Vorhaben gliedert sich in 4 Arbeitspakete. Der vorliegende Bericht stellt den Endbericht zu Arbeitspaket 4: „Prüfung der den bisherigen Werten für die uneingeschränkte Freigabe und den Freigrenzen (RP 65) zugrundeliegenden Szenarien auf Konsistenz und Vollständigkeit, einschl. der Prüfung derjenigen Expositionsszenarien, die den bisherigen Freigrenzen zugrunde liegen, auf Konsistenz und Vollständigkeit“ dar.

Einleitend stellt der Bericht die Entwicklung der Szenarien für Freigrenzen und Freigabewerte dar. Ausgehend von einer historischen Übersicht werden die Regelungen zu Freigrenzen in der ersten deutschen Strahlenschutzverordnung aus dem Jahre 1976 dargestellt, die in einem Wert 74 Bq/g ($2 \cdot 10^{-9}$ Ci/g) allgemein für radioaktive Stoffe bzw. 370 Bq/g ($1 \cdot 10^{-8}$ Ci/g) für feste Stoffe natürlichen Ursprungs bestanden. Eine radiologisch fundierte Ableitung von nuklidspezifischen Freigrenzen erfolgte mit der Empfehlung RP 65 von 1993, die Eingang in die nächste Version der Strahlenschutz-Grundnormen von IAEA und EU (1996) fanden. Über diesen Schritt wurden die Freigrenzen auch in die StrlSchV von 2001 aufgenommen (Anl. III Tab. 1 Sp. 2 und 3 StrlSchV). Im Zeitraum 1998 bis 2002 und völlig unabhängig von den Szenarien in RP 65 wurden die Freigrenzen und Freigabewerte des Safety Report 44 der IAEA entwickelt, die 2004 im Safety Guide RS-G-1.7 veröffentlicht wurden. Von hier wurden diese Werte in die Strahlenschutz-Grundnormen der IAEA von 2014 (IAEA General Safety Requirements Part 3) sowie in die aktuellen Strahlenschutz-Grundnormen der EU (Richtlinie 2013/59/EURATOM des Rates vom 5. Dezember 2013) übernommen und stehen nun auch zur Übernahme in die deutsche Strahlenschutzgesetzgebung an.

Die beiden Empfehlungen RP 65 und Safety Report 44 verfolgen unterschiedliche Zielsetzungen:

- Die Szenarien in RP 65 beschreiben Expositionsumstände in Betrieben, Laboren, Instituten usw., in denen mit geringen Mengen radioaktiver Stoffe im Zusammenhang mit der Nutzung der radioaktiven Eigenschaften dieser Stoffe umgegangen wird.
- Die Szenarien in Safety Report 44 beschreiben dagegen die Präsenz auch großer Mengen von Stoffen, welche Radionuklide enthalten und durch welche Personen in verschiedenen Alltagssituationen exponiert werden könnten.

Für die uneingeschränkte Freigabe wurden in Deutschland erstmals 1995 Freigabewerte vorgelegt, die in der SSK-Gesamtempfehlung zur Freigabe von 1998 nochmals präzisiert wurden. Sie beruhen auf eigenständigen Szenarien und sind der 2000 veröffentlichten Empfehlung RP 122 Teil I der Europäischen Kommission weitgehend vergleichbar. Die deutschen Freigabewerte beruhen auf einer kleinen Zahl von Szenarien, die die Expositionspfade externe Bestrahlung, Inhalation und Ingestion umfassen und deren Parameter so gewählt sind, dass sie abdeckend sind für eine große Zahl von Expositionssituationen. Ein Vergleich der Parameterwerte, die für die drei Empfehlungen zur uneingeschränkte Freigabe:

- Deutschland: SSK-Empfehlung zur Freigabe von 1998,
- EU: RP 122 Teil I und
- IAEA: Safety Report 44 bzw. RS-G-1.7

ergibt, dass die jeweils verwendeten Parameter in ihrer multiplikativen Kombination weitgehend vergleichbar sind. Für Safety Report 44 lässt sich zwar eine leichte Tendenz zu weniger restriktiven Werten der Einzelparameter erkennen, es werden aber die Dosisbeiträge aller Teilszenarien addiert, so dass sich für die meisten Radionuklide vergleichbare Dosiswerte ergeben. Dies zeigt, dass eine

weitgehende Übereinstimmung zwischen internationalen Experten verschiedener EU- und IAEA-Mitgliedsstaaten sowie auch zwischen den zuständigen Strahlenschutzgremien (SSK, Art.-31-Expertengruppe EURATOM, WASSC der IAEA) hinsichtlich der Ausgestaltung abdeckender Expositionssituationen für die Freigabe besteht.

Die Diskussion der Entwicklung zur gegenwärtigen rechtlichen Situation bei Freigrenzen und der uneingeschränkten Freigabe in Deutschland geht zunächst auf die Wechselwirkung zwischen Freigrenzen und Freigabewerten ein, die bereits in SSK-Empfehlungen zur Freigabe erkannt und dargestellt wurde. Die massenbezogenen Freigrenzenwerte nach Anl. III Tab. 1 Sp. 3 StrlSchV wurden bislang verwendet, um die Werte aller Freigabewerte nach oben zu begrenzen. Hierdurch wurde grundsätzlich sichergestellt, dass einzelne freigegebene Stoffe, Gegenstände usw. die Freigrenzen automatisch einhalten. Hierbei ist zu beachten, dass in diesem Falle nur Freigrenzen für geringe Stoffmengen zum Tragen kommen. Ferner ist die bislang erfolgende getrennte Behandlung von Freigrenzen und Freigabewerten sinnvoll, da hierdurch die Freistellung großer Mengen von Materialien, die anschließend in den normalen Stoffkreislauf zurückgeführt werden, stärker reglementiert wird als die Freistellung vergleichsweise kleiner Mengen, die eine direkte Wiederverwendung allenfalls im gleichen Umfeld (Industrie, Forschung, Medizin) erfahren können und die gegenüber den großen Massen gleicher Materialart, die der Freigabe zugeführt werden, nicht ins Gewicht fallen. Die neuen Freigrenzen aus Safety Report 44, die in Anh. VII Tab. A Teil 1 EU-Grundnormen verrechtlicht wurden, sind dagegen aus konzeptionellen Gründen nicht als obere Schranken für Freigabewerte geeignet.

Die Prüfung von Expositionsszenarien, die den bisherigen Freigrenzen zugrunde liegen, auf Konsistenz und Vollständigkeit bezieht sich auf die Szenarien in RP 65. Zunächst wird hierzu die Rolle der massenbezogenen Freigrenzen (Anl. III Tab. 1 Sp. 3 StrlSchV) im Strahlenschutz detailliert erläutert. Es zeigt sich, dass Freigrenzen in Deutschland immer im Hinblick auf vergleichsweise geringe Mengen (einige kg bis einige Mg) angewendet werden. Szenarien für ihre radiologische Begründung müssen sich daher an diesem Massenbereich orientieren. Daran anschließend wird die Systematik für Freistellungsregelungen in der deutschen StrlSchV dargestellt. Es schließt sich die Überprüfung der einzelnen Szenarien in der Empfehlung RP 65 der Europäischen Kommission an, auf deren Basis die massenbezogenen Freigrenzen abgeleitet wurden. Maßstab für die Bewertung ist die Anforderung, dass die Szenarien in RP 65 den alltäglichen Umgang mit radioaktiven Stoffen in einem Labor oder Betrieb beschreiben, in welchem vergleichsweise kleine Mengen gehandhabt werden und dass die allgemeine Arbeitsschutzmaßnahmen als erfüllt vorausgesetzt werden. Auf dieser Basis kommt die Prüfung zu dem Ergebnis, dass die Szenarien in RP 65 für den Bewertungszweck geeignet und keiner Revision bedürfen. Sie sind allerdings nicht für große Mengen anwendbar, also beispielsweise nicht für Industriebetriebe o. ä., in denen große Lagerbereiche mit etlichen 100 Mg radioaktiver Stoffe existieren könnten. Dies ist allerdings auch explizit vom Geltungsbereich der Szenarien ausgeschlossen.

Es schließt sich dann eine analoge Prüfung von Expositionsszenarien, die den Freigabewerten für die uneingeschränkte Freigabe zugrunde liegen, auf Konsistenz und Vollständigkeit an. Es werden die Expositionsszenarien, die den Freigabewerten für die uneingeschränkte Freigabe gem. Anl. III Tab. 1 Sp. 5 StrlSchV zugrunde liegen (vgl. SSK-Empfehlung von 1998), und die zugehörigen Parameterwerte dahingehend untersucht, ob sie die uneingeschränkte Freigabe angemessen beschreiben oder ob sie ggf. einer Anpassung oder Erweiterung bedürften. Der Bewertungsmaßstab orientiert sich an der SSK-Empfehlung „Ermittlung der Strahlenexposition“ von 2013, wonach für die Szenarien und Expositionspfade realistische Werte auf Basis rechtlich zulässiger Bedingungen in generischer Weise zu definieren sind, für radioökologische Modellparameter einschl. Ernährungsgewohnheiten, Anteil lokal angebaute Nahrungsmittel sowie Aufenthaltszeiten generische Daten zu verwenden sind und Wahrscheinlichkeitsdichte-Funktionen für die Daten und die Ergebnisse berechnet und herangezogen werden können. Für die Prüfung der Szenarien werden alle Parameterwerte der Szenarien für die externe Gamma-Bestrahlung, Inhalation und Ingestion diskutiert und mit Anforderungen aus ICRP-

Empfehlungen sowie anderen Empfehlungen zur Freigabe verglichen. Es wird auch auf die Notwendigkeit von separaten Szenarien für die externe Beta-Bestrahlung und für die externe Bestrahlung in der Geometrie der allseitigen Umschließung (z. B. Bürocontainer, Strahlkabine usw.) eingegangen, die nicht explizit in den Szenarien der SSK-Empfehlung von 1998 enthalten sind. Durch die beispielhafte Berechnung geeigneter Expositionssituationen wird gezeigt, dass die genannten Szenarien durch die existierenden Freigabewerte bereits abgedeckt sind. Somit kommt die Bewertung insgesamt zu dem Ergebnis, dass die Szenarien zur Herleitung der Freigabewerte in Anl. III Tab. 1 Sp. 5 StrlSchV die Anforderungen und Bewertungsgrundsätze gemäß der SSK-Empfehlung von 2013 erfüllen. Sie sind ferner durchweg gleich strikt oder strikter als die Szenarien, die im Referenzdokument Safety Report 44 der IAEA, auf welchen die Freigrenzen und Freigabewerte von RS-G-1.7 bzw. in Anh. VII Tab. A Teil 1 EU-Grundnormen beruhen, enthalten sind. Aufgrund ihrer hohen Abstraktion decken sie auch heute, ca. 20 Jahre nach ihrer ersten Einführung, noch alle Expositionssituationen ab, die mit freigegebenem Material in realistischer Weise (im Sinne von [SSK 13]) denkbar sind. Eine Anpassung der Szenarien wird daher nicht als notwendig angesehen.

Dem Bericht sind darüber hinaus noch 4 Anhänge beigefügt.

- Anhang A: Begründung der abdeckenden Szenarien für die uneingeschränkte Freigabe der SSK-Empfehlung von 1998
- Anhang B: Graphische Darstellung zur Nutzung der Szenarien für die neuen Freigrenzen und Freigabewerte
- Anhang C: Graphische Darstellung zur Anwendung der EU-Grundnormen von 2013
- Anhang D: Glossar der Fachbegriffe

In diesen Anhängen werden ergänzende Informationen gegeben, die für alle Arbeitspakete des Forschungsvorhabens relevant sind und dem Leser helfen sollen, die radiologische Modellierung in der SSK-Empfehlung von 1998 und in Safety Report 44 sowie die Anwendung der EU-Grundnormen hinsichtlich Freistellung und Freigabe besser zu verstehen und außerdem die Fachbegriffe in ihrer bisherigen Anwendung in der StrlSchV sowie in den neuen EU-Grundnormen vergleichen zu können.

| <u>Inhaltsverzeichnis</u> | Seite |
|---|--------------|
| Erstellung, Prüfung und Freigabe..... | 2 |
| Zusammenfassung: | i |
| 1. Einleitung | 1 |
| 2. Entwicklung der Szenarien für Freigrenzen und Freigabewerte | 2 |
| 2.1 Entwicklung der Szenarien für die Freigrenzen..... | 2 |
| 2.1.1 Historische Übersicht..... | 2 |
| 2.1.2 Szenarien der Empfehlung RP 65 | 3 |
| 2.1.3 Szenarien der Empfehlung RS-G-1.7..... | 6 |
| 2.1.4 Vergleich von Expositionsszenarien für die Herleitung von Freigrenzen..... | 8 |
| 2.2 Entwicklung der Szenarien für die uneingeschränkte Freigabe | 8 |
| 2.2.1 Entwicklungen in Deutschland | 8 |
| 2.2.2 Entwicklungen bei der Europäischen Kommission | 10 |
| 2.2.3 Entwicklungen bei der IAEA..... | 11 |
| 2.2.4 Vergleich von Expositionsszenarien für die uneingeschränkte Freigabe..... | 14 |
| 3. Entwicklung zur gegenwärtigen rechtlichen Situation bei Freigrenzen und der uneingeschränkten Freigabe in Deutschland | 16 |
| 3.1 Übersicht..... | 16 |
| 3.2 Wechselwirkung zwischen Freigrenzen und Freigabewerten für die uneingeschränkte Freigabe..... | 16 |
| 3.3 Anwendung von Freigrenzen und Freigabewerten für die uneingeschränkte Freigabe in verschiedenen Bereichen | 17 |
| 3.3.1 Abgrenzung..... | 17 |
| 3.3.2 Kernkraftwerke und Forschungsreaktoren | 17 |
| 3.3.3 Anlagen des Brennstoffkreislaufs | 18 |
| 3.3.4 Medizinischer Bereich | 18 |
| 3.3.5 Industrie und Forschung | 20 |
| 3.3.6 Diskussion der Auswirkungen der neuen Strahlenschutz-Grundnormen im medizinischen Bereich..... | 21 |
| 3.4 Diskussion..... | 22 |
| 4. Prüfung von Expositionsszenarien, die den bisherigen Freigrenzen zugrunde liegen, auf Konsistenz und Vollständigkeit | 24 |
| 4.1 Vorliegende Untersuchungen und aktuelle Diskussionen zu den Szenarien der Freigrenzen in RP 65 | 24 |
| 4.2 Rolle der massenbezogenen Freigrenzen im Strahlenschutz | 26 |
| 4.2.1 Definitionen im Hinblick auf massenbezogene Freigrenzen | 26 |
| 4.2.2 Aktivitätsbereich zwischen Freigabewerten und Freigrenzen | 26 |
| 4.2.3 Regelungen für Konsumgüter in Teil 4 StrlSchV | 27 |
| 4.2.4 Regelungen für den Umgang in Teil 2 StrlSchV | 29 |
| 4.3 Systematik für Freistellungsregelungen..... | 29 |
| 4.4 Prüfung der einzelnen Szenarien in RP 65..... | 30 |
| 4.4.1 Übersicht..... | 30 |
| 4.4.2 Bewertungsmaßstab | 31 |
| 4.4.3 Szenarien zur Herleitung der Aktivitätskonzentrationen (massenbezogene Freigrenzen)..... | 31 |
| 4.4.4 Szenarien zur Herleitung der Werte für die Gesamtaktivität | 33 |
| 4.4.5 Bewertung der Szenarien zur Herleitung der Aktivitätskonzentrationen..... | 33 |
| 4.5 Einschätzung der Aktualität der Szenarien in RP 65 | 35 |

| | | |
|-----------|--|-----------|
| 5. | Prüfung von Expositionsszenarien, die den Freigabewerten für die uneingeschränkte Freigabe zugrunde liegen, auf Konsistenz und Vollständigkeit..... | 37 |
| 5.1 | Szenarien in der Empfehlung [SSK 98]..... | 37 |
| 5.2 | Bewertungsmaßstab..... | 37 |
| 5.3 | Prüfung der Szenarien zur Herleitung der Freigabewerte in Anl. III Tab. 1 Sp. 5 StrlSchV..... | 38 |
| 5.3.1 | Szenario für die externe Bestrahlung..... | 38 |
| 5.3.2 | Szenario für die Inhalation..... | 39 |
| 5.3.3 | Szenario für die Ingestion..... | 40 |
| 5.3.4 | Betrachtung der externen Beta-Bestrahlung..... | 41 |
| 5.3.5 | Prüfung der Notwendigkeit für ein Szenario für die allseitige Umschließung..... | 42 |
| 5.4 | Bewertung der Szenarien und Parameterwerte..... | 44 |
| 6. | Literaturverzeichnis..... | 46 |
| A. | Anhang A: Begründung der abdeckenden Szenarien für die uneingeschränkte Freigabe der SSK-Empfehlung von 1998..... | 51 |
| A.1 | Abdeckendes Szenario zur äußeren Bestrahlung..... | 52 |
| A.2 | Abdeckendes Szenario zur Inhalation..... | 54 |
| A.3 | Abdeckendes Szenario zur Ingestion..... | 54 |
| B. | Anhang B: Graphische Darstellung zur Nutzung der Szenarien für die neuen Freigrenzen und Freigabewerte..... | 56 |
| B.1 | Übersicht der Modellierung..... | 56 |
| B.1.1 | Grundlegende Struktur der Modellierung..... | 56 |
| B.1.2 | Schritt 1: Zuordnung des Radionuklids als natürlichen und künstlichen Ursprungs..... | 57 |
| B.1.3 | Schritt 2: Prüfung auf Vorliegen eines Freigabewerts für künstliche Radionuklide..... | 57 |
| B.1.4 | Schritt 3: Zusammenstellung der radiologischen Daten für das Radionuklid..... | 58 |
| B.1.5 | Schritt 4: Berechnung des Freigabewerts für das Radionuklid..... | 59 |
| B.2 | Übersicht der Szenarien..... | 60 |
| B.3 | Vorgehensweise bzgl. der Einbeziehung der Tochternuklide..... | 62 |
| C. | Anhang C: Graphische Darstellung zur Anwendung der EU-Grundnormen von 2013..... | 67 |
| C.1 | Abstufung der regulatorischen Kontrolle gemäß der neuen EU-Grundnormen..... | 67 |
| C.2 | Prüfung, ob eine Tätigkeit einer Form der Überwachung unterliegen muss..... | 69 |
| C.3 | Anwendung der verschiedenen Sätze von Freistellungswerten..... | 70 |
| C.4 | Freigabe von Reststoffen aus einer genehmigten Tätigkeit..... | 71 |
| D. | Anhang D: Glossar der Fachbegriffe..... | 73 |
| D.1 | Tätigkeiten..... | 73 |
| D.2 | Arbeiten..... | 73 |
| D.3 | (Sonstige) radioaktive Stoffe / Radioaktives Material..... | 74 |
| D.4 | Radioaktive Abfälle..... | 75 |
| D.5 | Materialien..... | 75 |
| D.6 | Rückstände..... | 76 |
| D.7 | Aktivitätskonzentration..... | 76 |
| D.8 | spezifische Aktivität / Aktivitätskonzentration..... | 76 |
| D.9 | Freigrenze..... | 77 |

| | | |
|------|---|----|
| D.10 | Überwachungsgrenze..... | 77 |
| D.11 | Freigabe | 78 |
| D.12 | Freigabewert | 79 |
| D.13 | Expositionspfad | 79 |
| D.14 | Kontamination | 79 |
| D.15 | Aktivierung..... | 80 |
| D.16 | Einzelpersonen der Bevölkerung | 81 |
| D.17 | Referenzperson / Repräsentative Person..... | 81 |
| D.18 | Radionuklidvektor | 81 |
| D.19 | Summenformel | 82 |
| D.20 | Tochternuklide..... | 82 |
| D.21 | Einzelfallnachweis / Einzelfallbetrachtung..... | 83 |
| D.22 | Vermischungsverbot (bzgl. der Freigabe)..... | 83 |
| D.23 | Baustoffe..... | 84 |

| <u>Tabellenverzeichnis:</u> | Seite: |
|--|---------------|
| Tabelle 2.1: Szenarien und Expositionspfade, die in der Vorstudie der NRPB für RP 65 [CEC 93] berücksichtigt wurden | 4 |
| Tabelle 2.2: Übersicht der Szenarien und Expositionspfade in RP 65 [CEC 93], auf denen die Freigrenzen in den Strahlenschutz-Grundnormen von 1996 beruhen | 5 |
| Tabelle 2.3: Übersicht der Szenarien in RP 65 [CEU 93] in Zusammenhang mit den jeweils betrachteten Materialmengen und deren Rolle im Szenario | 5 |
| Tabelle 2.4: Szenarien und relevante Expositionspfade in Safety Report 44 [IAE 05] | 7 |
| Tabelle 2.5: Parameter der Szenarien für die uneingeschränkte Freigabe in [SSK 98] | 9 |
| Tabelle 2.6: Parameter der Szenarien für die externe Bestrahlung in RP 122/I [EUR 00] | 10 |
| Tabelle 2.7: Parameter der Szenarien für die Inhalation in RP 122/I [EUR 00] | 10 |
| Tabelle 2.8: Parameter der Szenarien für die Ingestion in RP 122/I [EUR 00] | 11 |
| Tabelle 2.9: Parameter der Szenarien für die Hautkontamination in RP 122/I [EUR 00]..... | 11 |
| Tabelle 2.10: Generelle Parameter für die Expositionsszenarien in Safety Report 44 [IAE 05] | 12 |
| Tabelle 2.11: Parameter für Szenarien zur externen Bestrahlung gem. Safety Report 44 [IAE 05] | 13 |
| Tabelle 2.12: Parameter für Inhalationsszenarien in Safety Report 44 [IAE 05]..... | 13 |
| Tabelle 2.13: Parameter für Ingestionsszenarien in Safety Report 44 [IAE 05] | 13 |
| Tabelle 2.14: Parameter für Szenarien der Hautkontamination in Safety Report 44 [IAE 05] | 14 |
| Tabelle 2.15: Vergleich der relevanten Parameter der Szenarien für die Expositionspfade externe Bestrahlung, Inhalation und Ingestion in der SSK-Empfehlung von 1998 [SSK 98], RP 122/I [EUR 00] und SR 44 [IAE 05]..... | 15 |
| Tabelle 3.1: Übersicht der Freigabewerte für die uneingeschränkte Freigabe nach Anl. III Tab. 1 Sp. 5 StrlSchV und Anh. VII Tab. A EU-BSS für die in [WAN 15] genannten Nuklide..... | 22 |
| Tabelle 4.1: Arbeitsplatz-Szenarien aus dem Bericht bzgl. der Abfallbehandlung in Großbritannien [HAR 95] | 36 |
| Tabelle 5.1: Parameter des Szenarios für die externe Bestrahlung in [SSK 98] | 38 |
| Tabelle 5.2: Parameter des Szenarios für die Inhalation in [SSK 98] | 39 |
| Tabelle 5.3: Parameter des Szenarios für die Ingestion in [SSK 98] | 40 |
| Tabelle B.1: Bezeichnungen für die Darstellung bzgl. der Einbeziehung von Tochternukliden bei den radiologischen Rechnungen in Safety Report 44 | 63 |

| <u>Abbildungsverzeichnis:</u> | Seite: |
|--|---------------|
| Abbildung 2.1: Entwicklung der Freigabewerte in Anl. III Tab. 1 StrlSchV..... | 9 |
| Abbildung 5.1: Verteilung der effektiven Dosis innerhalb eines 20'-Containers mit innerer Isolierung von 5 cm Dicke in 1 m Höhe über dem Boden bei einer Aktivität von 1 Bq/g Co-60 in der Metallstruktur..... | 43 |
| Abbildung A.1: Abdeckendes Szenario für die äußere Bestrahlung (Expositionszeit = 1.800 h/a, Radius R = 0,5 m; Dicke D = 0,5 m, Abstand zur exponierten Person L = 1 m)..... | 52 |
| Abbildung B.1: grundlegende Struktur der Modellierung in Safety Report 44..... | 56 |
| Abbildung B.2: Schritt 1: Einordnung des Radionuklids als „natürlichen“ oder „künstlichen“ Ursprungs..... | 57 |
| Abbildung B.3: Schritt 2: Prüfung auf Vorliegen eines Freigabewerts für das betreffende Radionuklid..... | 58 |
| Abbildung B.4: Schritt 3: Zusammenstellung der radiologischen Daten für das Radionuklid..... | 59 |
| Abbildung B.5: Schritt 4: Berechnung des Freigabewerts für das Radionuklid..... | 60 |
| Abbildung B.6: Realistische Szenarien und wesentliche Parameter aus Safety Report 44..... | 61 |
| Abbildung B.7: Unwahrscheinliche Szenarien und wesentliche Parameter aus Safety Report 44..... | 62 |
| Abbildung B.8: Beispiel für ein Mutternuklid mit vier Tochternukliden..... | 63 |
| Abbildung B.9: Berechnung der Dosiskoeffizienten für jedes Szenario unter Einbeziehung der Beiträge des Radionuklids selbst sowie der vier Tochternuklide..... | 64 |
| Abbildung B.10: Schema für die vollständigen Berücksichtigung von Tochternukliden im Freigabewert des Mutternuklids gemäß Safety Report 44..... | 65 |
| Abbildung B.11: Erläuterung der Einbeziehung von Tochternukliden bei der Angabe von Freigabewerten zu einem Radionuklid..... | 66 |
| Abbildung C.1: Abstufung der regulatorischen Kontrolle gemäß Art. 25 bis 28 der neuen EU-Grundnormen..... | 68 |
| Abbildung C.2: Ablaufschema bzgl. der Prüfung, ob eine Tätigkeit einer Form der Überwachung unterliegen muss..... | 69 |
| Abbildung C.3: Ablaufschema bzgl. der Anwendung der verschiedenen Sätze von Freistellungswerten..... | 71 |
| Abbildung C.4: Ablaufschema bzgl. der Freigabe von Reststoffen, die aus einer genehmigten Tätigkeit stammen..... | 72 |

1. EINLEITUNG

Das Bundesamt für Strahlenschutz (BfS) hat die Brenk Systemplanung GmbH (BS) im August 2014 mit der Durchführung des Forschungsvorhabens „Überarbeitung der Strahlenschutzverordnung bzgl. der Freigrenzen von radioaktiven Stoffen zur Umsetzung der neuen EURATOM-Grundnormen in deutsches Recht“ (Förderkennzeichen 3614S70051) beauftragt. Das Vorhaben bezieht sich insbesondere auf die in den neuen EURATOM-Grundnormen [EUR 13] enthaltenen Freigrenzen, die identisch sind zu den Werten im Safety Guide RS-G-1.7 [IAE 04] der IAEA. Dieses Vorhaben gliedert sich in folgende übergeordnete Arbeitspakete:

AP 1: Berechnung neuer Freigrenzen und Vergleich mit bereits existierenden Freigrenzen aus den bisherigen Strahlenschutz-Grundnormen der EU von 1996 [EUR 96] sowie Berechnung von Oberflächenwerten;

AP 2: Untersuchung von fachlichen Randbedingungen zu diesen Freigrenzen, insbesondere zur Rolle der natürlich vorkommenden Radionuklide, zum doppelten Satz von Szenarien („Realistic“ und „Low probability“) und zu der sonstigen fachlichen Ausgestaltung der Freigrenzen,

AP 3: Konsequenzen der Anwendung neuer Freigrenzen im Hinblick auf die Vollzugspraxis im Strahlenschutz, vor allem bzgl. Funden von radioaktiv kontaminiertem Stahl,

AP 4: Prüfung der den bisherigen Werten für die uneingeschränkte Freigabe und den Freigrenzen (RP 65) zugrundeliegenden Szenarien auf Konsistenz und Vollständigkeit, einschl. der Prüfung derjenigen Expositionsszenarien, die den bisherigen Freigrenzen zugrunde liegen, auf Konsistenz und Vollständigkeit.

Der vorliegende Bericht stellt den Zwischenbericht zu AP4 dar. In Abschnitt 2 wird eine Darstellung der zeitlichen Entwicklung der Szenarien für die Freigrenzen gem. RP 65 [CEC 93], die den Werten in Anl. III Tab. 1 Sp. 3 StrlSchV entsprechen, und RS-G-1.7 [IAE 04] sowie für die uneingeschränkte Freigabe gem. Anl. III Tab. 1 Sp. 5 StrlSchV gegeben. Durch diesen historischen Abriss soll die Entwicklung einzelner Szenarien und Parameter nachgezeichnet.

In Abschnitt 3 wird die gegenwärtige Situation bei der Anwendung der Freigrenzen und der uneingeschränkten Freigabe in Deutschland analysiert. Der Schwerpunkt liegt hierbei auf den Bereichen, wo beide Wertesätze für die Freistellung von Stoffen zur Anwendung kommen. Auf Aspekte des Vollzugs im Hinblick auf Freigrenzen wurde bereits im Bericht zu AP 3 dieses Forschungsvorhabens eingegangen.

Abschnitt 4 umfasst eine Prüfung von Expositionsszenarien, die den bisherigen Freigrenzen zugrunde liegen, auf Konsistenz und Vollständigkeit; in Abschnitt 5 wird analog auf die Freigabewerte für die uneingeschränkte Freigabe eingegangen. Abschnitt 6 stellt die verwendete Literatur zusammen.

Darüber hinaus enthält der Bericht vier Anhänge, die der weiteren Veranschaulichung der im vorliegenden Forschungsvorhaben betrachteten Unterlagen und Regelwerke dienen: Anhang A führt alle Szenarien auf, die der Herleitung der Freigabewerte für die uneingeschränkte Freigabe in [SSK 98] zugrunde gelegt wurden. Anhang B stellt die Anwendung der Szenarien in Safety Report 44 [IAE 05] dar, auf denen die neuen Freigrenzen und Freigabewerte gem. Anh. VII Tab. A Teil 1 EU-Grundnormen [EUR 13] beruhen. Anhang C stellt die Anwendung EU-Grundnormen im Hinblick auf die dort enthaltenen Wertesätze und die Regelungen zur Freistellung und Freigabe zusammen. Anhang D enthält ein Glossar wesentlicher Fachbegriffe.

2. ENTWICKLUNG DER SZENARIEN FÜR FREIGRENZEN UND FREIGABEWERTE

2.1 Entwicklung der Szenarien für die Freigrenzen

2.1.1 Historische Übersicht

Freigrenzen gibt es in der deutschen Strahlenschutzverordnung schon von Beginn an. Die erste Fassung der Strahlenschutzverordnung stammt aus dem Jahre 1976 und enthält in Tab. IV 1 „Freigrenzen, abgeleitete Werte der Jahresaktivitätszufuhr für Inhalation und Ingestion und abgeleitete Grenzwerte der Aktivitätskonzentration in der Luft“. Die Werte der Freigrenzen sind ausgedrückt in Form der Gesamtaktivität als Vielfache von Ci (Bereich 10^{-4} bis 10^{-7} Ci). Als massenbezogene Freigrenze wurde in Anl. III Nr. 2 der Wert 74 Bq/g ($2 \cdot 10^{-9}$ Ci/g) allgemein für radioaktive Stoffe bzw. 370 Bq/g ($1 \cdot 10^{-8}$ Ci/g) für feste Stoffe natürlichen Ursprungs eingeführt.

Der Wert der allgemeinen Freigrenze für radioaktive Stoffe lässt sich hierbei zurückverfolgen bis zur ersten Ausgabe der Transportregeln der IAEA aus dem Jahre 1964. Die Entwicklung dieser Zeit wird zusammengefasst in [GIB 66], wo sich auch der Hinweis auf die damaligen Freigrenzen wie folgt findet:

„The regulations apply, in terms of material, to all radioactive material having a specific activity exceeding $0.002 \mu\text{Ci/g}$ (A-2.12) ... The $0.002 \mu\text{Ci/g}$ figure is one which has been adopted in a number of radiological protection regulations and codes of practice.” [GIB 66]

Der betreffende Wert findet sich daher auch in der Version der Basis Safety Standards der IAEA von 1967:

„[The regulations] apply to operations which do not involve the use of radioactive substances at concentrations exceeding $0.002 \mu\text{Ci/g}$ (74 Bq/g) or solid natural radioactive substances at concentrations exceeding $0.01 \mu\text{Ci/g}$ (370 Bq/g)”

Zur radiologischen Herleitung dieser frühen Grenzwerte (Freigrenzen) sind nur wenige Quellen auffindbar. In vielen Fällen wurden in dieser Zeit sehr einfache radiologische Modelle verwendet, die aus heutiger Sicht keinen Bestand mehr haben würden (vgl. beispielsweise das Modell für die Grenzwerte der Oberflächenkontamination bei Transporten radioaktiver Stoffe von Fairbairn et al. von 1961 [FAI 61]).

Zeitlich parallel hierzu wurden die Strahlenschutz-Grundnormen der Europäischen Atomgemeinschaft (damals EAG, heute EURATOM) herausgegeben. Sie wurden zunächst 1980 [CEC 80] herausgegeben, wobei allerdings u. a. diejenigen Anhänge, welche Tabellen mit Freigrenzen erhielten, in einer revidierten Fassung [CEC 84] ersetzt wurden. Die in dieser Version der Grundnormen enthaltenen Freigrenzen ([CEC 80] und [CEC 84]) basieren nicht auf radiologischen Szenarien, sondern wurden unmittelbar über die radiologischen Eigenschaften der Radionuklide festgelegt. So findet sich in Anhang 1 von [CEC 84] die folgende Aufteilung der Radionuklide in Klassen bzgl. der Freigrenzen, ausgedrückt als Gesamtaktivität:

| | |
|--|---|
| “Values of activities not to be exceeded, in compliance with Article 4 (a), for radionuclides: | |
| nuclides of very high radiotoxicity: | $5 \cdot 10^3$ Bq; $1,4 \cdot 10^{-7}$ Ci (group 1); |
| nuclides of high radiotoxicity: | $5 \cdot 10^4$ Bq; $1,4 \cdot 10^{-6}$ Ci (group 2); |
| nuclides of moderate radiotoxicity: | $5 \cdot 10^5$ Bq; $1,4 \cdot 10^{-5}$ Ci (group 3); |
| nuclides of low radiotoxicity: | $5 \cdot 10^6$ Bq; $1,4 \cdot 10^{-4}$ Ci (group 4).” |

Im Gegensatz zur StrlSchV von 1976 wurde in den Strahlenschutz-Grundnormen von 1984 das Bq und nicht mehr das Ci als Bezugsgröße gewählt.

In der folgenden Fassung der deutschen StrlSchV von 1989 findet sich noch dieselbe Systematik wie in der Fassung von 1976, wobei lediglich der Wechsel von Ci auf Bq als nunmehr alleinige Bezugsgröße der Aktivitätsmenge erfolgt. Die Freigrenzen der Gesamtaktivität reichen daher nun von $5 \cdot 10^3$ bis $5 \cdot 10^6$ Bq. Als massenbezogene Freigrenzen werden nun in Anl. III Nr. 1 100 Bq/g für radioaktive Stoffe allgemein sowie 500 Bq/g für feste Stoffe natürlichen Ursprungs genannt.

Die Entwicklung der szenarienbasierten Freigrenzen, die sich in den EU-Grundnormen von 1996 [EUR 96] finden und auch in Anl. III Tab. 1 Sp. 2 und 3 StrlSchV enthalten sind, geht auf die Empfehlung RP 65 der Kommission der Europäischen Gemeinschaften [CEC 93] zurück. Mit RP 65 (s. Abschnitt 2.1.2) wird zum ersten Mal eine Ableitung der Freigrenzen dargestellt, die sich auf typische Formen des Umgangs mit radioaktiven Stoffen und nicht mehr ausschließlich auf die radiotoxischen Eigenschaften der Radionuklide bezieht. Diese Szenarien erlauben insbesondere auch eine Ableitung von massenbezogenen Freigrenzen neben den Werten der Gesamtaktivität. Diese Werte wurden in die Strahlenschutz-Grundnormen von 1996 als Wertesätze für Freigrenzen der Gesamtaktivität und der massenbezogenen Aktivität für kleine bis mittlere Stoffmengen (bis ca. 3 Mg) aufgenommen und sind bis heute gültig (vgl. zur Frage der Stoffmengen auch Abschnitt 3 im Bericht zu AP1 und AP2 dieses Forschungsvorhabens).

Der Fortschritt bei der szenarienbasierten Ableitung von Freigabewerten in den Mitgliedsstaaten der EU, in Japan, den USA und insbesondere bei der Europäischen Kommission führte auch bei der IAEA zur Einsicht in die Notwendigkeit, Empfehlungen zu Freigabewerten zu erarbeiten, damit auch diejenigen Mitgliedsstaaten der IAEA, die nicht der EU angehören, über eine verlässliche Grundlage für die Einführung der Freigabe verfügen würden. Daher wurde, nachdem eine sehr allgemein gehaltene Empfehlung zu Freigabewerten von 1996 (TECDOC-855, [IAE 96]) sich mangels konkreter Vorgaben als wenig brauchbar erwies, 1998 bei der IAEA mit der Erarbeitung von Szenarien begonnen, die zunächst nur die Herleitung von Freigabewerten zum Ziel hatten. Allerdings wurde die Zielsetzung für diese Arbeiten 2000 so geändert, dass nun die Herleitung von allgemeinen Freistellungswerten („*Scope Defining Levels*“) im Vordergrund stand. Die Zielsetzung wurde dann nochmals konkretisiert auf die Herleitung eines Wertesatzes, der gleichzeitig als allgemeine Freigabewerte und als Freigrenzen geeignet wäre. 2004 wurde die in diesem Rahmen abgeleitete Empfehlung RS-G-1.7 [IAE 04] vorgelegt, gefolgt 2005 von dem technischen Dokument Safety Report 44 [IAE 05], das die Basis für die Werte in RS-G-1.7 bildet. Auf diese Empfehlung wird in Abschnitt 2.1.3 eingegangen.

Angesichts der recht offensiven Bewerbung dieses Wertesatzes durch die IAEA in den Jahren 2004 bis etwa 2006 als einziger universeller Wertesatz für die Freigabe, der international abgestimmt sei [REI 04], erschien es der IAEA folgerichtig, diesen Wertesatz in die damals in der frühen Entwicklungsphase befindlichen Strahlenschutz-Grundnormen [IAE 14] einzubeziehen, deren Entwurf zur Abstimmung bereits 2010 erschien. Von dort hat dieser Wertesatz den Weg in die EU-Grundnormen [EUR 13] gefunden.

Eine detaillierte Darstellung des Werdegangs der in RS-G-1.7 enthaltenen Wertesätze ist in Anhang A des Berichts zu AP1 und AP2 dieses Forschungsvorhabens enthalten.

2.1.2 Szenarien der Empfehlung RP 65

Die Freigrenzen der EU-Grundnormen von 1996 [EUR 96] basieren auf radiologischen Szenarien, die in der Empfehlung RP 65 [CEC 93] beschrieben sind. In RP 65 ist auch die Herleitung der Freigrenzen detailliert dargestellt.

Bei der Analyse der Szenarien in RP 65 ist es entscheidend zu beachten, dass die Autoren dieser Studie (NRPB -National Radiological Protection Board, UK; IRSN - Institut de protection et de Sûreté Nucléaire, Frankreich; Centre d'Etudes sur l'Evaluation de la Protection dans le Domaine Nucléaire, France, und die Kommission der Europäischen Gemeinschaften, DG XI) eine Vorstudie an-

gefertigt hatten, in welcher ein Screening der für die weitere Analyse relevanten Szenarien durchgeführt wurde. Tabelle 2.1 enthält eine Übersicht dieser insgesamt in die Untersuchung RP 65 einbezogenen Szenarien, die zunächst im Rahmen dieser Vorstudie betrachtet wurden. Diese Zusammenstellung ist [MOB 09] entnommen.

Tabelle 2.1: Szenarien und Expositionspfade, die in der Vorstudie der NRPB für RP 65 [CEC 93] berücksichtigt wurden

| Scenario group | Scenario | Pathways |
|----------------|---|---|
| Workplace | Normal use | External from point source or thin slab, skin dose from handling, external from cloud, inhalation of dust and vapours |
| | Misuse/accident (spillage, fire) | Skin dose from contamination of face and hands, ingestion of dust, external from contaminated surface, inhalation of dust, external from cloud |
| | Disposal to sewer (disposing, working at sewage treatment plant, farmer spreading sludge on land) | Disposing to a sink: external from point source, skin dose contamination of hands and face, inadvertent ingestion. Sewage treatment plant: external from pipe, inhalation of volatiles. Farmer: external from land, inhalation of dust. |
| | Disposal to incinerator | Driver: external moving ash Workplace: contamination of hands and face, inadvertent ingestion, external from extended source |
| | Transport to landfill/incinerator | External from waste bag, commercial bin and collection vehicle Inhalation of dust from waste bag, commercial bin and collection vehicle |
| | Disposal to landfill | Operators: external from extended source, inhalation of dust, contamination of hands and face, inadvertent ingestion, inhalation from a fire Future development: external, inhalation of dust, inadvertent ingestion of dust |
| | Recycling (scrap metal) | External, inhalation of volatiles |
| Public | Misuse/accident: dust cloud or fire | Inhalation of plume, external from cloud, external from ground, contamination of skin, ingestion of contaminated foodstuffs |
| | Disposal to sewer | Ingestion of drinking water and food grown on irrigated or sludge treated land, external from river bank |
| | Disposal to incinerator | Inhalation of plume, external from cloud, external from ground, contamination of skin, ingestion of contaminated food |
| | Disposal to landfill: fire, access | Fire: inhalation of plume, external from cloud, external from ground, contamination of skin, ingestion of contaminated food Access: external from ground, skin dose from handling, inadvertent ingestion, inhalation of dust |
| | Disposal to landfill: redevelopment, groundwater migration | External from land, inhalation of radon gas, ingestion of food grown on contaminated land |
| | Recycling | Inhalation of plume, external from cloud, external from ground, contamination of skin, ingestion of contaminated food |
| | Atmospheric release | Inhalation of plume, external from cloud, ingestion of contaminated food |
| | Consumer products | External |

Aus diesen in Tabelle 2.1 genannten Szenarien wurde dann die Auswahl der relevantesten Szenarien, die in Tabelle 2.2 dargestellt sind, für die Modellierung im Rahmen von RP 65 [CEC 93] übernommen. Diese Tabelle gibt nur einen Überblick über die übergeordneten Bezeichnungen der Szenarien und die Expositionspfade, während die detaillierte Darstellung in Tabelle 2.3 angegeben ist.

Tabelle 2.2: Übersicht der Szenarien und Expositionspfade in RP 65 [CEC 93], auf denen die Freigrenzen in den Strahlenschutz-Grundnormen von 1996 beruhen

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

Tabelle 2.3: Übersicht der Szenarien in RP 65 [CEU 93] in Zusammenhang mit den jeweils betrachteten Materialmengen und deren Rolle im Szenario

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

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

Auf diese Szenarien wird in Abschnitt 4 vertieft eingegangen, wo sich auch eine detailliertere Darstellung der Parameter findet.

Diese Szenarien stammen somit aus den frühen 1990er Jahren. Daher wurden in Großbritannien in der Folge weitere Untersuchungen durchgeführt, die die Gültigkeit der Szenarienauswahl zum Gegenstand hatten. In [MOB 09] wurde zusammenfassend dargestellt, dass die fortgesetzte Gültigkeit der Szenarien aus RP 65 auch vor dem Hintergrund mittlerweile veränderter Vorgehensweisen im Abfallrecycling, der Vorbehandlung von Abfällen zur Beseitigung usw. explizit untersucht und bestätigt wurde. Auf diesen Aspekt wird ebenfalls in Abschnitt 4 eingegangen.

2.1.3 Szenarien der Empfehlung RS-G-1.7

Die Szenarien der Empfehlung RS-G-1.7 [IAE 04] sind in SR 44 [IAE 05] im Detail dargestellt. Sie wurden vollständig unabhängig von denjenigen in RP 65 [CEC 93] entwickelt und basieren auf verschiedenen Untersuchungen für die Herleitung von Freigabewerten für verschiedene Freigabeoptionen. Tabelle 2.4 gibt einen Überblick über diese Szenarien.

Die in Tabelle 2.4 angegebenen Bezeichnungen der Szenarien in SR 44 bzw. RS-G-1.7 sind dabei mehr als übergreifende Beschreibung zu verstehen und umfassen verschiedene, gleichzeitig betrachtete Expositionssituationen mit jeweils unterschiedlichen Schwerpunkten der Expositionspfade. Daher umfasst beispielsweise das Szenario „WL“ („worker – landfill“) nicht allein eine Art der Exposition, z. B. externe Bestrahlung, sondern alle Expositionsumstände für einen Arbeiter auf einer Deponie gleichzeitig, also externe Bestrahlung, Staubinhalation und Direktingestion kontaminierten Materials. Dieser Ansatz hat den Vorteil, dass in einem Szenario alle radiologischen Aspekte eines Arbeitsplatzes zusammengefasst sind.

Tabelle 2.4: Szenarien und relevante Expositionspfade in Safety Report 44 [IAE 05]

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

Die Bandbreite der in RS-G-1.7 bzw. SR 44 betrachteten Szenarien ist denjenigen in RP 65 durchaus vergleichbar, sie richten sich allerdings an jeweils gänzlich anderen Massenbereichen aus. Daher sind die Parameterwerte in beiden Untersuchungen deutlich unterschiedlich. So kommt denn auch der Vortrag [MOB 09] zu dem Ergebnis:

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

Die Anwendung dieser Szenarien ist in Anhang B dargestellt.

2.1.4 Vergleich von Expositionsszenarien für die Herleitung von Freigrenzen

Die in den Abschnitten 2.1.1 bis 2.1.3 dargestellten Expositionsszenarien für die Herleitung von Freigrenzen sind in ihrer Natur sehr unterschiedlich, da sie sich jeweils auf völlig unterschiedliche Expositionssituationen beziehen. Die Szenarien in RP 65 (Abschnitt 2.1.2) beschreiben Expositionsumstände in Betrieben, Laboren, Instituten usw., in denen mit geringen Mengen radioaktiver Stoffe im Zusammenhang mit der Nutzung der radioaktiven Eigenschaften dieser Stoffe umgegangen wird. Die Szenarien in SR 44 (Abschnitt 2.1.3) beschreiben dagegen die Präsenz auch großer Mengen von Stoffen, welche zufällig Radionuklide enthalten und durch welche Personen in verschiedenen Alltagssituationen exponiert werden könnten. Ein direkter Vergleich der Szenarien bzw. der darin verwendeten Parameter ist daher nicht sinnvoll und wird an dieser Stelle nicht durchgeführt.

2.2 Entwicklung der Szenarien für die uneingeschränkte Freigabe

2.2.1 Entwicklungen in Deutschland

Die uneingeschränkte Freigabe wurde in Deutschland erstmals in der SSK-Empfehlung von 1987 [SSK 88] bzgl. Eisenmetallschrott behandelt. In dieser allerersten Empfehlung, die sich in Deutschland mit der Freigabe befasst, wurde ein umfangreiches radiologisches Modell für das Einschmelzen von Eisenmetallschrott in verschiedenen Schmelzbetrieben betrachtet [GÖR 89], mit dessen Hilfe alle Schritte der Verwertung von der Freigabe über das Einschmelzen bis zur Produktnutzung, der Verwertung der Schlacke und der Beseitigung der Stäube radiologisch bewertet wurden. Das Modell wurde anschließend modifiziert, so dass es auf Buntmetalle angewendet werden konnte. Hieraus wurde die SSK-Empfehlung zur Freigabe von Nichteisenmetallschrott von 1992 [SSK 92] abgeleitet.

Bei beiden Empfehlungen erwies sich die Ausgestaltung in Form von Freigabewerten für die Gesamtktivität als für die Praxis in vielen Fällen nicht tauglich, da die Einbeziehung von Radionukliden mit sehr geringen Aktivitätswerten oder solchen, die nicht nachgewiesen wurden, immer wieder Fragen aufwarf. Es wurde deutlich, dass zukünftige Empfehlungen mit nuklidspezifischen Freigabewerten ausgestaltet werden müssten.

Die weiteren Untersuchungen führten zum Ansatz abdeckender Szenarien für die Beschreibung generischer Modelle für die uneingeschränkte Freigabe, welche von abdeckenden Expositionsumständen ausgingen. Dies wurde im Bericht [DEC 98] dargestellt und in der SSK-Gesamtempfehlung zur Freigabe von 1998 [SSK 98] umgesetzt. Die dort enthaltenen radiologischen Modelle liegen auch den Freigabewerten der Anl. III Tab. 1 Sp. 5 StrlSchV zugrunde. Hierbei muss allerdings beachtet werden, dass für einige Radionuklide die mit den Szenarien aus [SSK 98] berechneten Freigabewerte abgesenkt wurden, wenn sich in den radiologischen Modellen für die zweckgerichtete Freigabe (Anl. III Tab. 1 Sp. 9a-d, 10a StrlSchV) ein niedrigerer Freigabewert ergab. Dies sollte der logischen Schlussrichtung Rechnung tragen, dass die Werte für die uneingeschränkte Freigabe von keinem anderen Freigabewert unterschritten werden sollen (eine Ausnahme stellen die Freigabewerte nach Anl. III Tab. 1 Sp. 6 StrlSchV für Bauschutt von mehr als 1.000 Mg/a dar, die gesondert behandelt werden). Die Werte der Anl. III Tab. 1 Sp. 5 StrlSchV folgen unmittelbar aus den Szenarien der SSK-Empfehlung von 1998.

Die Szenarien samt Begründung sind im Wortlaut aus der SSK-Empfehlung in Anhang A wiedergegeben. In Tabelle 2.5 werden die Parameter für die Szenarien zur externen Bestrahlung, der Inhalation und der Ingestion wiedergegeben. Jeder dieser drei Expositionspfade wird durch ein einzelnes Szenario beschrieben. Hierbei ist zu beachten, dass jedes Szenario für sich allein ausgewertet wird, es findet also keine Addition der Dosen einzelner Szenarien statt. Der Grund ist, dass jedes der drei Szenarien auf Basis von seinerzeit bereits vorliegenden Untersuchungen sehr abdeckend gestaltet wurde. So wurden insbesondere bzgl. der Ingestion und der Inhalation die Erfahrungen aus der Modellierung für die Freigabe von Stahlschrott zum Einschmelzen, von Gebäuden zum Abriss und von

Bauschutt für die abdeckende Parameterwahl ausgewertet. Das Szenario für die externe Bestrahlung orientierte sich an großen Objekten (z. B. große Maschinen in mechanischen Werkstätten), die unmittelbar wiederverwendet werden und daher zur höchsten Exposition führen, was u. a. bei der Herstellung von Freigabewerten für die Freigabe von metallischen Reststoffen untersucht wurde.

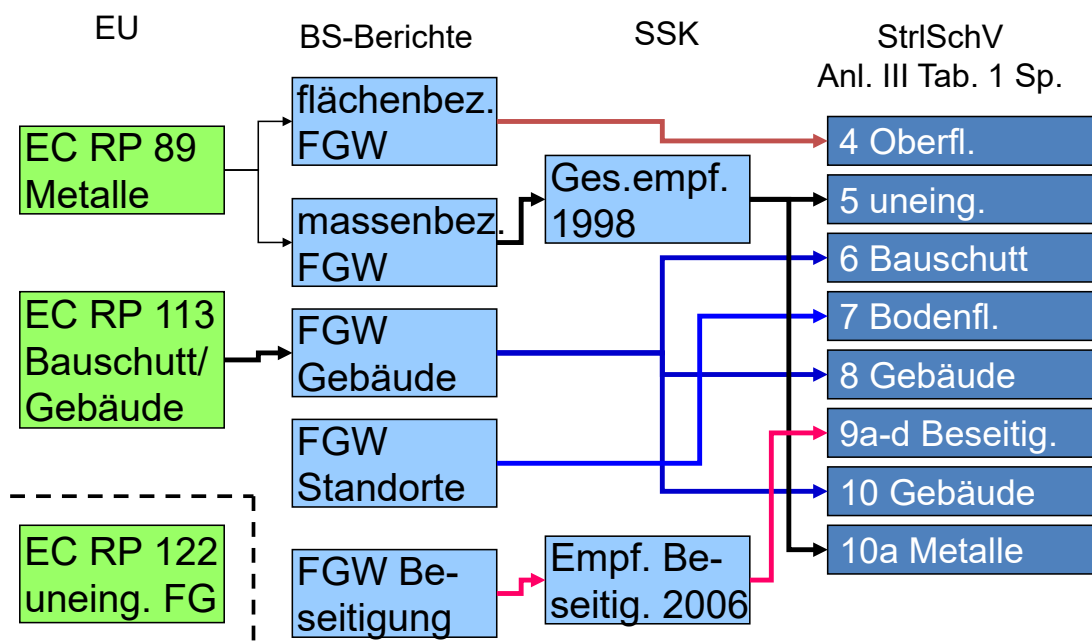
Tabelle 2.5: Parameter der Szenarien für die uneingeschränkte Freigabe in [SSK 98]

| Parameter | Wert | Einheit | Szenario |
|---|-------|-------------------|---|
| Expositionszeit | 1.800 | h/a | Ext. Bestrahlung, Inhalation, Ingestion |
| Masse des die Exposition verursachenden Objekts | 3 | Mg | Ext. Bestrahlung |
| Dichte des die Exposition verursachenden Objekts | 7,86 | Mg/m ³ | Ext. Bestrahlung |
| Expositionsabstand | 1 | m | Ext. Bestrahlung |
| Atemrate | 1,2 | m ³ /h | Inhalation |
| Staubkonzentration (ausschließlich vom freigegebenen Stoff) | 1 | mg/m ³ | Inhalation |
| Inkorporierte Menge | 20 | g/a | Ingestion |
| Aufkonzentrationsfaktor | 10 | - | Ingestion |

Auf die Freigabewerte, die mit diesem Satz von Parametern hergeleitet wurden, wird in Abschnitt 5 im Hinblick auf Konsistenz und Vollständigkeit näher eingegangen.

Die gesamte Entwicklung der Freigabewerte in Deutschland, die sich heute in Anl. III Tab. 1 StrlSchV finden, ist in Abbildung 2.1 in Diagrammform dargestellt. Im linken Teil des Diagramms sind die verschiedenen Empfehlungen zur Freigabe seitens der Europäischen Kommission, RP 89, RP 113 und RP 122 Teil I aufgeführt. Die darin befindlichen Szenarien wurden in Berichten genutzt, die die Brenk Systemplanung GmbH im Auftrag des BMU bzw. des BfS erstellt hat und deren Ergebnisse von der SSK oder vom BMU bzw. BfS geprüft wurden. Die Ergebnisse mündeten in der dargestellten Weise teilweise zunächst in SSK-Empfehlungen, teilweise wurden sie direkt in die Anl. III Tab. 1 StrlSchV übernommen.

Abbildung 2.1: Entwicklung der Freigabewerte in Anl. III Tab. 1 StrlSchV



2.2.2 Entwicklungen bei der Europäischen Kommission

Die Europäische Kommission hat zunächst nur Empfehlungen für die Freigabe von metallischen Reststoffen erarbeiten lassen. Hier ist insbesondere die Empfehlung RP 43 zu nennen, die Kriterien in Form von massenbezogenen Freigabewerten für die Gesamtaktivität beinhaltet [CEC 88]. Wie die zeitgleich entstandenen Empfehlungen der SSK [SSK 88] und [SSK 92] wurden die Freigabewerte für die Gesamtaktivität und nicht nuklidspezifisch formuliert, so dass auch diese Empfehlung nie eine sehr weite Anwendung erfuhr.

Die folgenden Empfehlungen haben dann eher „modernen“ Charakter, indem sie für eine Vielzahl von Radionukliden mit nuklidspezifischen Werten der massenbezogenen Aktivität ausgestaltet wurden. Für die uneingeschränkte Freigabe wurde die Empfehlung RP 122/I [EUR 00] erarbeitet. Ähnlich wie die SSK-Empfehlung von 1998 [SSK 98] beruht diese Empfehlung auf einer größeren Zahl von abdeckenden Szenarien. Aufgrund der Tatsache, dass je Expositionspfad mehrere Szenarien verwendet wurden, werden die relevanten Parameter der Übersichtlichkeit halber in mehreren Tabellen wiedergegeben.

Tabelle 2.6: Parameter der Szenarien für die externe Bestrahlung in RP 122/I [EUR 00]

| Parameter | Einheit | Szenario EXT-A | Szenario EXT-B | Szenario EXT-C |
|---|--------------------------------------|--|--|---|
| Altersgruppe | - | Erwachsene | Erwachsene | Erwachsene |
| Expositionszeit t_e | h/a | 1.800 | 200 | 7.000 |
| Vermischungsfaktor f_d | [-] | 0,1 | 1 | 0,02 |
| Zerfallszeit vor Beginn des Szenarios t_1 | d | 1 | 0 | 100 |
| Zerfallszeit während des Szenarios t_2 | d | 0 | 0 | 365 |
| Geometrie | | 1 m über Boden, halbumendl. Fläche | 1 m von Ladung 5 · 2 · 1 m ³ keine Abschirmg. | Boden, Decke, 2 Wände, 3 · 4 m ² , 20 cm Wanddicke |
| Dosiskoeffizient h_{ext} | $\frac{\mu\text{Sv/h}}{\text{Bq/g}}$ | abhängig von Radionuklid und Geometrie | | |

Tabelle 2.7: Parameter der Szenarien für die Inhalation in RP 122/I [EUR 00]

| Parameter | Einheit | Szenario INH-A | Szenario INH-B |
|---|-------------------|----------------------------|----------------|
| Altersgruppe | - | Erwachsene | Kleinkinder |
| Expositionszeit t_e | h/a | 1.800 | 8.760 |
| Vermischungsfaktor f_d | [-] | 1 | 0,1 |
| Aufkonzentrationsfaktor in Staub f_c | [-] | 1 | 1 |
| Atemrate V | m ³ /h | 1,2 | 0,24 |
| Staubkonzentration in der Luft C_{dust} | g/m ³ | 1E-03 | 1E-04 |
| Zerfallszeit vor Beginn des Szenarios t_1 | d | 0 | 0 |
| Zerfallszeit während des Szenarios t_2 | d | 0 | 0 |
| Dosiskoeffizient h_{inh} | $\mu\text{Sv/Bq}$ | 5 μm , Arbeiter | 0-1 a, default |

Tabelle 2.8: Parameter der Szenarien für die Ingestion in RP 122/I [EUR 00]

| Parameter | Einheit | Szenario ING-A | Szenario ING-B |
|---|-------------------|----------------|----------------|
| Altersgruppe | - | Erwachsene | Kleinkinder |
| jährlich aufgenommene Menge q | g/a | 20 | 100 |
| Vermischungsfaktor f_d | [-] | 1 | 1 |
| Aufkonzentrationsfaktor f_c | [-] | 1 | 1 |
| Zerfallszeit vor Beginn des Szenarios t_1 | d | 0 | 1 |
| Zerfallszeit während des Szenarios t_2 | d | 0 | 365 |
| Dosiskoeffizient h_{ing} | $\mu\text{Sv/Bq}$ | Arbeiter. | 1-2 a |

Tabelle 2.9: Parameter der Szenarien für die Hautkontamination in RP 122/I [EUR 00]

| Parameter | Einheit | Szenario SKIN |
|---|-------------------------------------|---------------------------------------|
| Altersgruppe | - | Erwachsene |
| Expositionszeit t_e | h/a | 1.800 |
| Dicke Staubbelegung L_{dust} | cm | 0.01 |
| Staubdichte ρ | g/cm^3 | 1.5 |
| Vermischungsfaktor f_d | [-] | 1 |
| Aufkonzentrationsfaktor f_c | [-] | 1 |
| Wichtungsfaktor Haut w_{skin} | [-] | 0.01 |
| Anteil Körperoberfläche f_{skin} | [-] | 0,1 (entspr. ca. 2000 cm^2) |
| Zerfallszeit vor Beginn des Szenarios t_1 | d | 0 |
| Zerfallszeit während des Szenarios t_2 | d | 0 |
| Dosiskoeffizient h_{skin} | $(\mu\text{Sv/h})/(\text{Bq/cm}^2)$ | abhängig vom Radionuklid |

2.2.3 Entwicklungen bei der IAEA

Die IAEA gab 1996 eine erste Empfehlung zur uneingeschränkten Freigabe mit der Empfehlung TECDOC 855 [IAE 96] heraus. Diese Unterlage beinhaltet allerdings keine szenarienbasierte Herleitung von Freigabewerten, sondern leitete die Empfehlung für Freigabewerte auf Basis einer internationalen Literaturstudie der damals verfügbaren Empfehlungen für Freigabewerte in IAEA-Mitgliedsstaaten ab. Dementsprechend wurden in dieser Empfehlung auch keine festen Einzelwerte, sondern Wertebereiche für verschiedene Gruppen von Radionukliden angegeben, innerhalb derer der Anwender dieser Empfehlung einen Freigabewert festlegen könnte. Diese Empfehlung fand in der Fachwelt zwar Anwendung, das Fehlen verbindlicher Vorgaben von klar definierten Werten führte aber dazu, dass die IAEA die Erarbeitung einer eigenen Empfehlung ins Auge fasste, die die Herleitung von Freigabewerten auf Basis von radiologischen Szenarien zum Gegenstand hatte.

Mit der Erarbeitung einer solchen Empfehlung wurde 1998 begonnen. Zunächst stand allein die Erarbeitung von Freigabewerten im Mittelpunkt der Arbeit, dies wurde dann jedoch später auf die Erarbeitung von Werten der massenbezogenen Aktivität erweitert, die die untere Grenze der Anwendung des Strahlenschutzregelwerks definieren sollten („scope defining levels“). Diese Arbeiten mündeten insgesamt in die Empfehlung RS-G-1.7 [IAE 04]. Der zugehörige technische Bericht, in welchem die Herleitungen der Werte beschrieben sind, ist Safety Report 44 [IAE 05]. Die vollständige historische Entwicklung ist in Anhang A des Berichts zur AP1 und AP2 dieses Forschungsvorhabens nachgezeichnet und wird hier nicht nochmals wiedergegeben.

Über die Szenarien, die für die Herleitung der Freigabewerte in RS-G-1.7 angewendet wurden, gibt Tabelle 2.4 eine Übersicht. Tabelle 2.10 zeigt Werte für die Expositionszeit und verschiedene Zerfallszeiten vor und während des Ablaufs eines Szenarios, die in SR 44 verwendet wurden. Diese Werte sind für alle Szenarien relevant und werden daher zusammengefasst.

Tabelle 2.10: Generelle Parameter für die Expositionsszenarien in Safety Report 44 [IAE 05]

| | Einheit | Fall | WL Arbeiter Deponie | WF Arbeiter Schmelzb. | WO Sonstig. Arbeiter | RL Anwohner Deponie | RF Anwohner Schmelzb. | RH Bewohner Haus | RP Anwohner Platz |
|---|---------|-------------|---------------------------|-----------------------------|----------------------------|---------------------------|-----------------------------|------------------------|-------------------------|
| Expositionszeit (t_e) | h/a | realistisch | 450 | 450 | 900 | 1.000 | 1.000 | 4.500 | 400 |
| | | unwahrsch. | 1.800 | 1.800 | 1.800 | 8.760 | 8.760 | 8.760 | 1.000 |
| Zerfallszeit vor Beginn Szena- rio (t_1) | d | realistisch | 30 | 30 | 30 | 30 | 30 | 100 | 100 |
| | | unwahrsch. | 1 | 1 | 1 | 1 | 1 | | |
| Zerfallszeit während Szenario (t_2) | d | realistisch | 365 | 365 | 365 | 365 | 365 | 365 | 365 |
| | | unwahrsch. | 0 | 0 | 0 | 0 | 0 | | |
| Zerfallszeit vor Nahrungsszen. (t_{r1}) | d | realistisch | n.a. | n.a. | n.a. | 365 | n.a. | n.a. | n.a. |
| Zerfallszeit während Nah- rungsszen. (t_{r2}) | d | realistisch | n.a. | n.a. | n.a. | 365 | n.a. | n.a. | n.a. |

Die folgenden Tabellen (Tabelle 2.11 bis Tabelle 2.14) geben Überblicke über die Teilszenarien für die externe Bestrahlung, die Inhalation, die Ingestion und die Hautkontamination. Es ist hierbei zu beachten, dass die Dosisbeiträge dieser einzelnen Expositionspfade, die jeweils durch ein Teilszenario beschrieben werden, anschließend zum vollständige Szenario zusammengeführt werden (beispielsweise setzt sich das Szenario WL für den Deponiearbeiter aus Beiträgen der externen Bestrahlung, Inhalation und Ingestion zusammen).

Neben den hier dargestellten Expositionspfaden wird außerdem die Sekundäringestion über einen Grundwasserpfad betrachtet. Dieser wird hier aufgrund seiner Komplexität nicht wiedergegeben, da er nur für sehr wenige Radionuklide dosisbegrenzend ist. Er hat außerdem in den anderen Empfehlungen für die uneingeschränkte Freigabe (in Deutschland in Abschnitt 2.2.1 und seitens der EU in Abschnitt 2.2.2) kein Gegenstück und wurde bei der Entwicklung in SR 44 erst nachträglich eingeführt. Das Szenario der Sekundäringestion ist in Anhang B des Berichts zur AP1 und AP2 dieses Forschungsvorhabens vollständig dargestellt.

Tabelle 2.11: Parameter für Szenarien zur externen Bestrahlung gem. Safety Report 44 [IAE 05]

| | Einheit | Fall | WL Arbeiter Deponie | WF/VO Arbeiter Schmelz- betr. / sonst. | RH Bewohner Haus | RP Anwohner Platz |
|--|--------------------------|-------------|--|--|---|---|
| Verdünnungs- faktor (f_d) | [-] | realistisch | 1 | 0,1 | 0,1 | 0,1 |
| | | unwahrsch. | 1 | 1 | 0,5 | 0,5 |
| Materialdichte | g/cm ³ | | 1,5 | 1,5 | 1,5 | 1,5 |
| Geometrie | | | 1 m über Boden, halb-unendl. Quelle | 1 m von Ladung/Ge- genstand 5 · 2 · 1 m ³ , keine Abschirm. | Decke, 2 Wände, 3 · 4 m ² , 2,5 m Höhe, 20 cm Wand- dicke | 1 m über Boden, halb-unendl. Quelle |
| Dosisleistungs- koeffizient \dot{e}_{ext} | (μ Sv/h)/ (Bq/g) | | Erwachsener | Erwachsener | Erwachsener | Kind 1–2 a |
| abhängig von Nukliden und Geometrie | | | | | | |

Tabelle 2.12: Parameter für Inhalationsszenarien in Safety Report 44 [IAE 05]

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

Tabelle 2.13: Parameter für Ingestionsszenarien in Safety Report 44 [IAE 05]

| | Einheit | Fall | WL/WF Arbeiter Depo- nie/Schmelzb. | RP Anwohner Platz | RL-A Anwohner De- ponie | RL-C Anwohner De- ponie |
|--|------------------|-------------|--|-------------------------|-------------------------------|-------------------------------|
| Verdünnungs- faktor (f_d) | [-] | realistisch | 0,1 | 0,1 | 0,01 | 0,01 |
| | | unwahrsch. | 1 | 1 | 0,1 | 0,1 |
| Aufkonzentra- tionsfaktor (f_c) | [-] | | 2 | 2 | n.a. | n.a. |
| Wurzeltrans- ferfaktor (f_t) | [-] | | n.a. | n.a. | [NRC 03] | [NRC 03] |
| jähr. Aufnahme- menge (q) | g/a oder kg/a | realistisch | 10 g/a | 25 g/a | 88 kg/a | 68 kg/a |
| | | unwahrsch. | 50 g/a | 50 g/a | 264 kg/a | 204 kg/a |
| Dosiskoeffizient (e_{ing}) | μ Sv/Bq | | Arbeiter | Kind (1- 2a) | Erwachsener | Kind (1-2a) |

Tabelle 2.14: Parameter für Szenarien der Hautkontamination in Safety Report 44 [IAE 05]

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

2.2.4 Vergleich von Expositionsszenarien für die uneingeschränkte Freigabe

Wie die Übersichten zur Entwicklung in Deutschland, seitens der EU und seitens der IAEA in den Abschnitten 2.2.1 bis 2.2.3 zeigen, wurden in allen Fällen die Expositionspfade

- externe Bestrahlung,
- Ingestion und
- Inhalation

in die Bewertungen mit einbezogen. Bei den Szenarien der RP 122/1 [EUR 00] und des SR 44 [IAE 05] kommen noch Szenarien für die Hautkontamination hinzu, SR 44 umfasst darüber hinaus noch ein Szenario für die Sekundäringestion über den Grundwasserpfad.

Die verwendeten Dosisumrechnungsfaktoren sind jeweils gleicher Natur und unterscheiden sich nur marginal. Für die externe Bestrahlung wurden in allen Fällen Dosisumrechnungsfaktoren verwendet, die an die jeweilige Expositionsgeometrie angepasst sind und für die einzelnen Szenarien für alle Radionuklide berechnet wurden.

Es bleiben daher nur einige wenige Parameter, die die Szenarien maßgeblich bestimmen. Ein Vergleich dieser relevanten Parameter der Szenarien für die in allen Untersuchungen betrachteten Expositionspfade externe Bestrahlung, Inhalation und Ingestion ist in Tabelle 2.15 dargestellt. Für SR 44 wurden nur die „realistischen“ Szenarien in diesem Vergleich einbezogen.

Tabelle 2.15: Vergleich der relevanten Parameter der Szenarien für die Expositionspfade externe Bestrahlung, Inhalation und Ingestion in der SSK-Empfehlung von 1998 [SSK 98], RP 122/I [EUR 00] und SR 44 [IAE 05]

| Parameter | Einheit | SSK 1998 | RP 122/I | SR 44 | Szenario |
|-----------------------|-------------------|--------------|----------------|--|-------------|
| Expositionszeit | h/a | 1.800 | 1.800 | 450 / 1.000 | ext. Bestr. |
| Abstand zum Objekt | m | 1 | 1 | 1 | ext. Bestr. |
| Bestrahlungsgeometrie | - | Objekt, 3 Mg | unendl. Fläche | unendl. Fläche / Objekt, 10 m ³ | ext. Bestr. |
| Anteil vom Material | - | 100 % | 10 % | 100 % / 10 % | ext. Bestr. |
| Expositionszeit | h/a | 1.800 | 1.800 | 450 / 1.000 | Inhalation |
| Atemrate | m ³ /h | 1,2 | 1,2 | 1,2 | Inhalation |
| Staubkonzentration | mg/m ³ | 1 | 1 | 0,5 | Inhalation |
| Anteil vom Material | - | 100 % | 100 % | 4 (Aufkonz.) | Inhalation |
| inkorporierte Menge | g/a | 20 | 20 | 10 | Ingestion |
| Aufkonzentr.faktor | - | 10 | 1 | 2 | Ingestion |
| Anteil vom Material | - | 100 % | 100 % | 10 % | Ingestion |

Der in Tabelle 2.15 dargestellte Vergleich der Szenarien für die uneingeschränkte Freigabe belegt, dass die jeweils verwendeten Parameter in ihrer multiplikativen Kombination weitgehend vergleichbar sind. Für SR 44 lässt sich zwar eine leichte Tendenz zu weniger restriktiven Werten der Einzelparameter erkennen, es werden aber die Dosisbeiträge aller Teilszenarien addiert, so dass sich für die meisten Radionuklide vergleichbare Dosiswerte ergeben. Dies zeigt, dass eine weitgehende Übereinstimmung zwischen internationalen Experten verschiedener EU- und IAEA-Mitgliedsstaaten sowie auch zwischen den zuständigen Strahlenschutzgremien (SSK, Art.-31-Expertengruppe EURATOM, WASSC der IAEA) hinsichtlich der Ausgestaltung abdeckender Expositionssituationen für die Freigabe besteht.

3. ENTWICKLUNG ZUR GEGENWÄRTIGEN RECHTLICHEN SITUATION BEI FREIGRENZEN UND DER UNEINGESCHRÄNKTEN FREIGABE IN DEUTSCHLAND

3.1 Übersicht

Die gegenwärtige rechtliche Situation bzgl. der Freigrenzen und der uneingeschränkten Freigabe in Deutschland wird in diesem Abschnitt beschrieben. Hierbei liegt das Augenmerk insbesondere darauf, in welcher Weise diese Regelungen Einfluss auf die verschiedenen Bereiche in Deutschland Einfluss haben wie der Vollzug hierzu in Deutschland in der Praxis durchgeführt wird.

3.2 Wechselwirkung zwischen Freigrenzen und Freigabewerten für die uneingeschränkte Freigabe

Eine Wechselwirkung zwischen Freigrenzen und Freigabewerten wurde bereits in SSK-Empfehlungen zur Freigabe erkannt und dargestellt. Hierauf wird in der SSK-Gesamtempfehlung zur Freigabe von 1998 [SSK 98] wie folgt hingewiesen:

„Die betreffenden Mengen [die der Herleitung der Freigabewerten zugrunde gelegt werden] können erheblich größer sein als die Mengen, die bei der Ableitung der Freigrenzen zugrunde gelegt wurden [CEC 93]. Dies wird bei der Ableitung von Freigabewerten berücksichtigt.“

„Zum anderen wurden die empfohlenen Freigabewerte mit den massenspezifischen Freigrenzen aus den EU-Strahlenschutzgrundnormen verglichen. In den Fällen, in denen die Freigrenze niedriger als der abgeleitete Freigabewert ist, wurde der Wert der Freigrenze als Freigabewert übernommen.“

„Als Freigabewert für kürzerlebige Radionuklide wurden die massenspezifischen Freigrenzen der EU-Strahlenschutzgrundnormen von 1996 übernommen. Dieses Vorgehen ist angebracht, da die potentiell freigebbaren Mengen, die vorwiegend mit diesen Radionukliden kontaminiert sind, begrenzt sind.“

Entsprechende Vorgehensweisen finden sich auch in den radiologischen Bewertungen, die den Freigabewerten, welche in der SSK-Gesamtempfehlung zur Freigabe von 1998 vereinigt wurden, zugrunde lagen.

Hieraus folgt:

- Es wird klar auf die unterschiedlichen Massenbereiche, für die die Freigrenzen (einige Mg) und die Freigabewerte (1.000 Mg und mehr) Gültigkeit haben, hingewiesen. Es wird ebenfalls dargestellt, dass diese Massenbereiche bei der Herleitung der jeweiligen Wertesätze berücksichtigt wurden.
- Die massenbezogenen Freigrenzen gem. Anl. III Tab. 1 Sp. 3 StrlSchV werden als geeignete obere Schranke für Freigabewerte gesehen. Wenngleich dieser Ansatz nirgendwo kodifiziert ist, so wurde er in der Vergangenheit häufig verwendet, um automatisch sicherzustellen, dass die Aktivität eines freigegebenen Gegenstandes oder Materials die Freigrenzen nicht überschreitet und somit in keiner Weise die Möglichkeit besteht, dass dieses Material z. B. im Sinne von § 71 StrlSchV als radioaktiver Stoff zu bewerten wäre.
- Dieser Ansatz wurde auch für solche Radionuklide verfolgt, bei denen sich aus den Szenarien zur Herleitung der Freigabewerte rechnerisch höhere Werte als die zugehörigen Freigrenzen ergeben würden.
- Die massenbezogenen Freigrenzen gem. Anl. III Tab. 1 Sp. 3 StrlSchV werden als geeignet angesehen, für kurzlebige Radionuklide, für welche die für die Herleitung von Freigabewerten verwendeten Szenarien nicht einschlägig sind, die Stelle von Freigabewerten einzunehmen.

Der Ansatz, die Aktivität freigegebener Materialien und Gegenstände durch die massenbezogenen Freigrenzwerte nach Anl. III Tab. 1 Sp. 3 StrlSchV zu begrenzen, ist konsistent mit den Massebereichen, für die die Wertesätze jeweils gültig sind:

- Bei der Freigabe werden große Massenströme zugrundegelegt (auch wenn in einem konkreten Einzelprozess ggf. nur wenige 100 kg entlassen werden).
- Bei der Prüfung (z. B. im Sinne von § 71 StrlSchV), ob ein bestimmtes Material oder Gegenstand mit unbekannter Vorgeschichte als radioaktiver Stoff anzusehen ist, handelt es sich um kleinere Mengen, so dass die Freigrenzen einschlägig sind.

Mit „Vorgeschichte“ des Materials ist die Basis der Außerachtlassung der Aktivität oder spezifischen Aktivität von Stoffen im Sinne von § 2 Abs. 2 AtG gemeint. Falls ein Stoff gefunden wird und radiologisch bewertet wird, ohne dass eine Verbindung zur Freigabe mehr offenkundig ist, sind die Freigrenzen für die Bewertung einschlägig, ob die Aktivität des betreffenden Materials außer Acht gelassen werden kann.

3.3 Anwendung von Freigrenzen und Freigabewerten für die uneingeschränkte Freigabe in verschiedenen Bereichen

3.3.1 Abgrenzung

Die Darstellung in den folgenden Unterabschnitten bezieht sich ausschließlich auf Stoffe, Gegenstände, Komponenten usw., die aus der atom- oder strahlenschutzrechtlichen Überwachung entlassen werden, und nicht auf Ableitungen im Sinne von § 47 StrlSchV. NORM wird ebenfalls nicht betrachtet.

3.3.2 Kernkraftwerke und Forschungsreaktoren

Für Kernkraftwerke und Forschungsreaktoren spielt die Freigabe schon seit Langem eine Rolle. Beispielsweise bildeten die hilfsweise eingeführten Freigabewerte auf Basis des 10^{-4} -fachen der Freigrenzen pro Gramm (Freigrenzen gem. Anl. IV StrlSchV von 1989) entsprechend des BMI-Rundschreibens von 1979 [BMI 79] über viele Jahre die Grundlage für die Freigabe von Stoffen zur Beseitigung (in verschiedenen Anlagen wurde auch das $5 \cdot 10^{-5}$ -fache oder das $1 \cdot 10^{-5}$ -fache der Freigrenzen pro Gramm angewendet; der Bezug liegt hier auf den Freigrenzen nach Anl. IV Tab. IV 1 StrlSchV in der Fassung von 1989). Der Übergang auf die von der SSK 1995 empfohlenen Freigabewerte für die Beseitigung [SSK 95A] erfolgte nur langsam, so dass die genannten älteren Regelungen noch mehrere Jahre Anwendung fanden.

Die SSK-Empfehlungen von 1989 [SSK 88] und 1992 [SSK 92] waren die ersten SSK-Empfehlungen, die sich unmittelbar auf die Freigabe bezogen. Der Anwendungsbereich dieser Empfehlungen lag auf metallischen Reststoffen aus Kernkraftwerken, die auch historisch gesehen die zunächst zu lösende Entsorgungsaufgabe darstellten. Mit der SSK-Empfehlung [SSK 95B] wurde erstmals eine Empfehlung für die uneingeschränkte Freigabe vorgelegt, die auch zügig Anwendung fand. Sie bildete eine der Grundlagen für die spätere SSK-Gesamtempfehlung [SSK 98].

Mit dem Erscheinen dieser SSK-Empfehlungen und dem Auslaufen der o. g. Empfehlung des BMI spielten Freigrenzen im Hinblick auf die Entlassung von aus Kernkraftwerken oder Forschungsreaktoren stammenden Stoffen aus dem Geltungsbereich des AtG keine Rolle mehr.

Die vollständige Übernahme der Regelungen nach § 29 i. V. m. Anl. III und IV StrlSchV erfolgte in allen Kernkraftwerken und Forschungsreaktoren in Deutschland im Einklang mit den Übergangsvorschriften nach § 118 Abs. 10 StrlSchV innerhalb weniger Jahre nach Inkrafttreten der StrlSchV in der Fassung von 2001. In einigen Fällen, so etwa bei KGR, wurden sogar Anträge auf eine entsprechende Änderung der Freigabebescheide bereits kurz nach Inkrafttreten dieser Fassung der StrlSchV gestellt,

weil die in § 29 i. V. m. Anl. III und IV StrlSchV enthaltenen Regelungen als vorteilhaft gegenüber den bisherigen Regelungen angesehen wurden.

Für die verschiedenen Arten radioaktiver Reststoffe (Stoffe zur uneingeschränkte Freigabe, Abfälle zur Beseitigung, Bauschutt, Gebäude zum Abriss oder zur Folgenutzung, Metalle zum Einschmelzen) usw. werden die verschiedenen Freigaberegulungen des § 29 Abs. 2 einschl. zugehöriger Freigabewerte nach Anl. III Tab. 1 Sp. 5 bis 10a StrlSchV angewendet. Die uneingeschränkte Freigabe findet dabei für alle Arten von Stoffen Anwendung, wobei Bauschuttmassen von mehr als 1.000 Mg/a allerdings mit den hierfür vorgesehenen Freigaberegulungen freigegeben werden.

Freigrenzen spielen gelegentlich bei Einzelfallnachweisen für die Freigabe aus Kernkraftwerken noch am Rande eine Rolle. In § 29 StrlSchV heißt es hierzu: „Soweit die nach Satz 2 erforderlichen Festlegungen der Anlage IV im Einzelfall nicht vorliegen, ... kann für Stoffe, die die Freigrenzen der Anlage III Tabelle 1 Spalte 3 nicht überschreiten, der Nachweis ... auch auf andere Weise geführt werden“. Bezieht sich ein Einzelfallnachweis auf die Herleitung neuer Freigabewerte oder anderer Freigabewerte als jene, die in Anl. III Tab. 1 StrlSchV angegeben sind, so dienen die massenbezogenen Freigrenzen als obere Schranke. Bezieht sich der Einzelfallnachweis dagegen auf bestimmte Vorgehensweisen bei der Freigabe und werden die in der entsprechenden Spalte von Anl. III Tab. 1 StrlSchV aufgeführten Freigabewerte angewendet, so ist die Nichtüberschreitung der massenbezogenen Freigrenzen aufgrund der Herleitung der Freigabewerte automatisch sichergestellt. Seitens Behörde und Gutachter wird bei Einzelfallnachweisen jedoch auch häufig gefordert, dass auch der Nachweis der Einhaltung von Freigrenzen nach Anl. III Tab. 1 Sp. 2 StrlSchV erbracht wird. Als Materialmengen, bzgl. derer diese Betrachtung gefordert wird, werden üblicherweise 1 Mg oder 1 m³ angegeben. Hierdurch solle sichergestellt werden, dass in der einer Mittelungsmasse entsprechenden Materialmenge nicht mehr Aktivität enthalten ist als der Freigrenze der Gesamtaktivität entspricht. Diese Forderung entbehrt allerdings einer Grundlage in der StrlSchV.

3.3.3 Anlagen des Brennstoffkreislaufs

Für Anlagen des Brennstoffkreislaufs gelten ähnliche Erwägungen wie für Kernkraftwerke. Da solche Anlagen – außer in geringem Umfang in Forschungseinrichtungen – erst in den 1990er Jahren oder später in die Rückbauphase eintraten, kamen in diesen Fällen vor allem die dann bereits vorliegenden SSK-Empfehlungen zur Beseitigung [SSK 95A] und zur uneingeschränkten Freigabe [SSK 95B] zur Anwendung. Freigaberegulungen mit Bezug auf die oder unter Anwendung der Freigrenzen sind für Anlagen des Brennstoffkreislaufs nicht bekannt.

3.3.4 Medizinischer Bereich

Im medizinischen Bereich werden Abfälle auf Basis von Freigabewerten, in aller Regel nach Anl. III Tab. 1 Sp. 5 StrlSchV, freigegeben, allerdings spielen Freigrenzen hier eine weit größere Rolle als bei Reaktoren oder Anlagen des Brennstoffkreislaufs. Dies liegt insbesondere an den in diesem Bereich weit verbreiteten kurzlebigen Radionukliden sowie der Abgabe eines Großteils dieses Stoffstroms zur Beseitigung durch Verbrennung.

Bevor auf diese Punkte genauer eingegangen wird, soll zunächst die Unterscheidung in „kurzlebige“ und „langlebige“ Radionuklide dargestellt werden. Sie findet sich in den Strahlenschutzordnungen von medizinischen Einrichtungen, wie z. B. in der hier zitierten Strahlenschutzordnungen der Universität Ulm [ULM 09]:

„Kurzlebige Radionuklide:

Diese sind in Bezug auf Entsorgung alle Radionuklide mit der Halbwertszeit < **100 Tage**. In diesen Fällen sind Abklingzeiten bis zur Freigabe für konventionelle Vernichtung kleiner als ca. 3 Jahre zu erwarten.

Langlebige Radionuklide:

Nuklide mit der Halbwertszeit > **100 Tage** sind in diesem Zusammenhang als langlebige Radionuklide bezeichnet.“

Hieraus geht bereits hervor, dass die Unterscheidung in kurz- und langlebig vor allem im Hinblick auf die Entsorgung erfolgt. Dies wird in [ULM 09] nochmals separat ausgeführt:

„Ein Hauptgesichtspunkt bei der Sortierung des radioaktiven Abfalls ist die Trennung nach Abfällen mit HWZ < 100 Tagen (kurzlebig) und solcher > 100 Tagen (langlebig). Abfälle mit kurzlebigen Nukliden können nach einer bestimmten Abklingzeit als nicht radioaktive Abfälle behandelt werden. Dadurch wird die Kapazität der Landessammelstelle geschont und die Entsorgung wirtschaftlicher.“

Bei der Ausgestaltung der Regelungen zur Freigabe werden oft nicht exakt die Begriffe verwendet, die die StrlSchV in den Begriffsdefinitionen vorsieht. So wird in [ULM 09] z. B. ausgeführt:

„Freigrenze:

Die **Freigabe der Abfälle für eine konventionelle Vernichtung** ist möglich, wenn die spezifische Radioaktivität unter die Werte der StrlSchV, Anlage III, Tabelle 1, Spalte 5 abgeklungen ist.“

Dieser Passus zeigt, dass die Worte „Freigrenze“ und „Freigabewert“ oft synonym verwendet werden und dass der Begriff „Beseitigung“, der sonst nur im Hinblick auf die Freigabewerte nach Anl. III Tab. 1 Sp. 9a-d StrlSchV zum Tragen kommt, auch für die uneingeschränkte Freigabe angewendet wird.

In vielen Fällen erfolgt im medizinischen Bereich zunächst eine relativ langfristige Abklinglagerung, so dass nach Ablauf der Wartezeit sichergestellt ist, dass die Freigabewerte unterschritten werden. Auf diesen Aspekt wird in [ULM 09] beispielsweise unter der Definition des „Verdünnungsverbots“ eingegangen:

„Verdünnungsverbot:

Es ist verboten, die Abfälle zum Zwecke der Beseitigung mit dem Abwasser oder sonstigen konventionellen Abfällen zu mischen bzw. zu verdünnen, um auf diese Art eine Reduzierung der spezifischen Radioaktivität und dadurch auch eine Beseitigung zu ermöglichen. Aus praktischen Erfahrungen folgt, dass bei den meisten Abfällen das Einhalten der vorgeschriebene Sicherheitsabklingzeit von zehn HWZ ausreichend ist.“

Ähnliche Unterscheidungen und Regelungen zum Umgang mit Abfällen finden sich auch in anderen Strahlenschutzordnungen und Strahlenschutzanweisungen universitärer oder Forschungseinrichtungen, etwa in [UMZ 07].

Für Genehmigungsinhaber im medizinischen Bereich bieten die zuständigen Behörden in vielen Fällen Unterlagen an, um den Strahlenschutzbeauftragten der Kliniken und radiologischen Praxen Hilfestellungen bei Anträgen und Ausgestaltung innerbetrieblicher Regelungen zu geben. Auch aus diesen Unterlagen lassen sich relevante Details für Freigaberegulungen entnehmen, so etwa aus der „Merkpostenliste zum Antrag auf Genehmigung gemäß § 7 StrlSchV zum Umgang mit offenen radioaktiven Stoffen in der Nuklearmedizin“ des Sächsischen Staatsministeriums für Umwelt und Landwirtschaft [SLU 15]:

„4.6. Beantragung der Freigabe, Beseitigung bzw. Entsorgung radioaktiver Reststoffe

4.6.1. Abgabe als radioaktive Abfälle an die Landessammelstelle (§ 76 Abs. 4 StrlSchV)

Angabe, welche beim beantragten Umgang anfallenden radioaktiven Abfälle an die Landessammelstelle abgeführt werden sollen

4.6.2. Abgabe als sonstige radioaktive Stoffe an andere Genehmigungsinhaber (Reststoffe)

Angabe, welche anfallenden Reststoffe in welcher Menge an Genehmigungsinhaber, die über eine Genehmigung nach § 7 StrlSchV verfügen müssen, abgegeben werden sollen

4.6.3. Beantragung der uneingeschränkten Freigabe (§ 29 Abs. 2 Nr. 1a StrlSchV)

- Angabe, für welche der unter 3.2 beantragten radioaktiven Stoffe und welche Mengen die Freigabe als nicht radioaktive Stoffe beantragt wird
- Angabe, durch welche Maßnahmen, Messverfahren (Freigabemessung) festgestellt werden soll, dass für jedes Abfallgebinde die Freigabewerte der Anlage III Tabelle 1 Spalte 5 i. V. m. den Festlegungen der Anlage IV Teil A Nr. 1 eingehalten werden
- Angabe, wie die Einhaltung der Oberflächenkontaminationswerte der Anlage III Tabelle 1 Spalte 4 nachgewiesen werden soll.“

In derartigen Unterlagen wird ausschließlich Bezug auf die uneingeschränkte Freigabe genommen. Insgesamt bleibt festzuhalten, dass im medizinischen Bereich vor allem die uneingeschränkte Freigabe für Stoffe mit Radionuklide mit vergleichsweise kurzen Halbwertszeiten Anwendung findet. Im Vergleich zur Freigabe aus Kernkraftwerken und Anlagen des Brennstoffkreislaufs sind die für die Freigabe vorgesehenen Massen aus dem medizinischen Bereich gering.

3.3.5 Industrie und Forschung

Für Anlagen in der Industrie und der Forschung, die über eine Genehmigung nach § 7 StrlSchV verfügen, gelten in vielen Fällen andere Erwägungen als für den medizinischen Bereich, da auch Reststoffe mit vergleichsweise langlebigen Radionukliden gehandhabt werden und da in vielen Fällen Strahlenquellen zur Anwendung kommen.

Tätigkeiten in der Industrie und der Forschung erstrecken sich unter anderem auf folgende Bereiche:

- Verwendung als Marker in der Verfolgung von Materialflüssen;
- Messung von Füllständen, Ablagerungen, Abnutzungen von Schutzschichten und Ausmauerungen usw., teilweise im Rahmen von Prozessüberwachungen;
- Durchführung von Leckagetests,
- Verwendung von hochradioaktiven Strahlenquellen in Bestrahlungs- und Sterilisationsanlagen,
- Untersuchung von Verweilzeiten, Vermischungen und Transportvorgängen, z. B. auch für die Modellierung entsprechender Vorgänge in der Natur;
- Bestimmung von Materialparametern, wie z. B. Flächenmasse, Dichte, Feuchte, Dicke sowie Veränderungen von Dicken und Flächenbelegungen;
- zerstörungsfreie Materialprüfung mit umschlossenen radioaktiven Stoffen (Gammadiagnostik) bei Behältern, Bauwerken, Rohren, Werkstücken etc.

In Anwendungen, die eher dem Umgang mit offenen radioaktiven Stoffen in Analogie zu kerntechnischen Anlagen entsprechen, wie etwa Labore, führen die gehandhabten Radionuklide zu oberflächlichen Kontaminationen, die durch Dekontamination entfernt werden können. Dies wird beispielsweise bei der Freigabe von radiochemischen Laboren regelmäßig praktiziert.

Der Charakter von Freigrenzen kommt – ähnlich wie im medizinischen Bereich in Abschnitt 3.3.4 dargestellt – dann zum Tragen, wenn Stoffe, mit denen beispielsweise Experimente durchgeführt wurden oder die aus Prozessschritten hervorgegangen sind, abgegeben werden sollen. In diesem Falle lässt sich der Aktivitätsgehalt bzw. die spezifische Aktivität nicht durch Dekontamination verringern, da die Aktivität im Stoff verteilt ist.

3.3.6 Diskussion der Auswirkungen der neuen Strahlenschutz-Grundnormen im medizinischen Bereich

Eine aktuelle und im vorliegenden Zusammenhang relevante Darstellung zur möglichen Auswirkung der Einführung neuer Freigrenzen und Freigabewerte durch die Strahlenschutz-Grundnormen [EUR 13] wird in [WAN 15] gegeben. Hieraus sind die folgenden Passagen relevant:

„Die neue Richtlinie enthält eine Tabelle mit nuklidspezifischen Aktivitätskonzentrationen für Freigrenzen und Freigabewerte für die uneingeschränkte Freigabe von Feststoffen. Diese wurden mit einheitlichen Modellen für Europa berechnet. In der Tabelle sind jedoch nicht alle Nuklide enthalten, die für die nuklearmedizinische Anwendung oder Forschung von Bedeutung sind oder werden könnten. Wünschenswert wären Freigabewerte insbesondere für die Nuklide C-11, N-13, O-15, Sc-44, Ti-44+, Cu-67, Ga-67, Ga-68, Ge-68+, Rb-82m, Sr-82+, Y-86, Y-88, Te-121, Te-121m, Te-123, I-124, Xe-133 und Lu-177m, die alle medizinisch genutzt oder als Verunreinigungen in Radiopharmaka enthalten sind.

Für die biochemische Forschung ist die Anhebung der Werte für die Nuklide P-32 und P-33 – soweit feste Reststoffe mit reinen Betastrahlern messtechnisch erfasst werden können und eine Freigabegenehmigung besteht – vorteilhaft. Für die Nuklearmedizin ist weiterhin die Anhebung der Werte für I-125 und I-131 positiv, da sie insbesondere im Falle von I-125 zu deutlich verkürzten Lagerzeiten vor der Freigabe führen dürfte.

Als nicht unproblematisch muss hingegen die Absenkung der Werte für Co-57, Zn-65, Se-75, Cd-109+, In-111, Eu-152 und Lu-177 sowie H-3 und C-14 angesehen werden. Während bei Isotopen mit verhältnismäßig kurzer Halbwertszeit zum Unterschreiten dieser niedrigeren Werte lediglich eine verlängerte Abklinglagerung (und das Vorhalten entsprechender Lagerkapazität) erforderlich ist, könnten die abgesenkten Werte bei langlebigen Isotopen zu einem höheren Aufkommen von Reststoffen führen, die der jeweiligen Landessammelstelle ange-dient werden müssten. Dies würde zu deutlich höheren Kosten für die in der Forschung tätigen Institutionen als auch für nuklearmedizinische Anwender führen.

Die Freigabe von Flüssigkeiten sowie die zweckgerichtete Freigabe sind nicht in der Richtlinie festgelegt. Sie unterliegen nationalen Regelungen, wobei uns noch nicht bekannt ist, ob es Änderungen gegenüber den derzeitigen Vorschriften geben wird.

Reststoffe aus der Nuklearmedizin, die nach Freigabe konventionell entsorgt werden, werden üblicherweise als potentiell infektiöse Klinikabfälle in einer Verbrennungsanlage beseitigt. Die Modelle, die dem vorgelegten Wertesatz zugrunde liegen, sind allgemeiner gefasst. Es stellt sich daher die Frage, zu welchen Konservativitäten die Anwendung allgemeiner Modelle auf Reststoffe, die aus der Nuklearmedizin stammen, führt, und welche Kosten bei Anwendung spezifischer Modelle vermieden werden könnten.“

Diese Ausführungen sprechen vor allem folgende Punkte an:

- Die Komplettierung der Freigrenzen bzw. Freigabewerte für alle Radionuklide gem. gegenwärtiger Anl. III Tab. 1 StrlSchV insbesondere für eine Vielzahl von Radionukliden, die in den Strahlenschutz-Grundnormen [EUR 13] nicht enthalten sind, wird als wünschenswert angesehen. Die fehlenden Werte wurden in AP1 dieses Forschungsvorhabens hergeleitet.
- Die angesprochenen Änderungen der Freigabewerte in den Strahlenschutz-Grundnormen [EUR 13] gegenüber den Werten in Anl. III Tab. 1 Sp. 5 StrlSchV resultieren aus unterschiedlichen Parameterwerten und unterschiedlichen Sätzen von Szenarien, die in den zugrundeliegenden radiologischen Untersuchungen betrachtet wurden. Hierauf wurde ebenfalls im Bericht zu AP1 und AP2 dieses Forschungsvorhabens eingegangen.

- Auf die Absenkung der Werte für die in der Textpassage angesprochenen Radionuklide wird in Tabelle 3.1 eingegangen. Es wird deutlich, dass für diese Radionuklide durchweg eine Absenkung um ein bis zwei Größenordnungen erfolgt (mit Ausnahme von Eu-152).

Tabelle 3.1: Übersicht der Freigabewerte für die uneingeschränkte Freigabe nach Anl. III Tab. 1 Sp. 5 StrlSchV und Anh. VII Tab. A EU-BSS für die in [WAN 15] genannten Nuklide

| Nuklid | Halbwertszeit | Anl. III Tab. 1 Sp. 5 StrlSchV | Anh. VII Tab. A EU-BSS |
|--------|---------------|--------------------------------|------------------------|
| H-3 | 12,3 a | 1.000 | 100 |
| C-14 | 5.700 a | 80 | 1 |
| Co-57 | 271 d | 20 | 1 |
| Zn-65 | 244 d | 0,5 | 0,1 |
| Se-75 | 120 d | 3 | 1 |
| Cd-109 | 453 d | 20 | 1 |
| In-111 | 2,8 d | 100 | 10 |
| Eu-152 | 13,3 a | 0,2 | 0,1 |
| Lu-177 | 6,7 d | 1.000 | 100 |

- Da diese Radionuklide in ihrer spezifischen Aktivität durch die jeweilige medizinische Anwendung festgelegt sind, ist eine „Dekontamination“ wie etwa im kerntechnischen Bereich für die meisten Stoffströme überhaupt nicht möglich. Wie in [WAN 15] angesprochen, werden sich durch diese Änderungen die Massen von als radioaktive Abfälle zu entsorgenden Stoffen erhöhen.

3.4 Diskussion

Die Darstellung in den Abschnitten 3.2 und 3.3 verdeutlicht, dass die uneingeschränkte Freigabe immer zwei Aspekte in sich trägt:

- die Freistellung großer Massen, wobei die massenbezogene Aktivität unterhalb von Freigabewerten durch Dekontamination verringert werden kann,
- die Freistellung vergleichsweise kleiner Massen, wobei die Aktivität unmittelbar im Stoffstrom eingebettet ist und somit die massenbezogene Aktivität nicht durch Dekontamination, sondern allenfalls durch Abklingen verringert werden kann.

Für den zweiten Aspekt ist noch zwischen länger- und kürzerlebiger Radionuklide zu unterscheiden, wobei letztere in vielen Fällen im medizinischen Bereich relevant sind. Die Anwendung von Radionukliden mit kurzen Halbwertszeiten zur Diagnostik oder Therapie am Menschen erfolgt ja gerade mit dem Ziel, den menschlichen Körper nur gezielt und für einen vorgegebenen Zeitraum der Strahlung auszusetzen und dann die Abreicherung der Stoffe im Körper durch den radioaktiven Zerfall zu unterstützen. Im medizinischen Bereich ist daher auch die Abklinglagerung zu einem integralen Bestandteil des Abfallmanagements geworden.

Anhand der Diskussion in den Abschnitten 3.2 und 3.3 wird ferner deutlich, dass das Konzept von getrennten Werten für Freigrenzen und Freigabewerten, wie es bisher in den Strahlenschutz-Grundnormen der EU [EUR 96] und mit den Werten nach Anl. III Tab. 1 Sp. 3 und 5 StrlSchV auch in der deutschen Strahlenschutzverordnung umgesetzt war, durchaus sinnvoll ist. Die Freistellung großer Mengen von Materialien, die anschließend in den normalen Stoffkreislauf zurückgeführt werden,

wird stärker reglementiert als die Freistellung vergleichsweise kleiner Mengen, die eine direkte Wiederverwendung allenfalls im gleichen Umfeld (Industrie, Forschung, Medizin) erfahren können und die gegenüber den großen Massen gleicher Materialart, die der Freigabe zugeführt werden, nicht ins Gewicht fallen.

Werden beide Wertesätze in Zukunft vereinheitlicht, so muss darauf geachtet werden, dass nicht unbeabsichtigte Änderungen oder Einschränkungen für Bereiche auftreten, in denen Szenarien der Freigabe großer Materialmengen überhaupt keine Rolle spielen. Hinweise auf derartige, sich abzeichnende „Kollateralschäden“ wurden bereits in [WAN 15] in Abschnitt 3.3.6 gegeben.

4. PRÜFUNG VON EXPOSITIONSSZENARIOEN, DIE DEN BISHERIGEN FREIGRENZEN ZUGRUNDE LIEGEN, AUF KONSISTENZ UND VOLLSTÄNDIGKEIT

4.1 Vorliegende Untersuchungen und aktuelle Diskussionen zu den Szenarien der Freigrenzen in RP 65

Es wurden seitens des BfS Untersuchungen durchgeführt, die unter anderen die Szenarien, welche den Freigrenzen in RP 65 [CEC 93] zugrunde liegen, zum Gegenstand haben. Dies sind insbesondere:

- Merk, R.: Numerical modeling of the radionuclide water pathway with HYDRUS and comparison with the IAEA model of SR 44 [MER 12] und
- Merk, R. et al.: PENELOPE-2008 Monte Carlo simulation of gamma exposure induced by ^{60}Co and NORM-radionuclides in closed geometries [MER 13]

In diesen Untersuchungen wird auf die Modellierung der externen Gammabestrahlung durch metallische Objekte eingegangen, insbesondere solche, die zu einer allseitigen Umschließung führen, wie Aufzugskabinen, Schiffskabinen oder 20-Fuß-Container aus Stahl, die als Büro- oder Wohncontainer verwendet werden.

Das Paper [MER 13] geht ausführlich auf die Berechnung der Dosis durch externe Bestrahlung insbesondere in Geometrien ein, deren Berechnung mit einfachen Punkt-Kern-Integrationsmethoden (wie z. B. MicroShield [GRO 13]) nicht ausgeführt werden können, da die Einbeziehung von Reflexion der Photonen an anderen Objekten (Wände, Boden, Decke) und Streuung mit einem solchen Rechenverfahren nicht möglich ist. Mit der Monte-Carlo-Software PENELOPE wurde eine Geometrie modelliert, die auch in SR 44 [IAE 05] für die Berechnung von Szenarien zur externen Bestrahlung verwendet wurde, dort allerdings mit MicroShield auf Basis der Überlagerung der Exposition von mehreren Einzelflächen. Es erweist sich, dass die Modellierung mittels PENELOPE die Ergebnisse von SR 44, wonach der Wert der Freigrenze bzw. der Freigabewert für Co-60 zu 0,1 Bq/g berechnet wurde, unterstützt. Beim Einsetzen einer Aktivität von 10 Bq/g gem. Freigrenze nach Anl. III Tab. 1 Sp. 3 StrlSchV für Co-60 wurde in [MER 13] eine Jahresdosis (1.800 h/a) in einem geschlossenen Raum bei allseitiger Umschließung und gleichmäßiger, maximaler Kontamination von 2 mGy/a berechnet. Es wird in [MER 65] darauf hingewiesen, dass die Szenarien in RP 65 [CEC 93] keine Geometrien allseitig geschlossener Räume enthielten, sondern lediglich kleiner Objekte in der Größe von 1 m³ für die Berechnung der Dosis durch externe Bestrahlung enthielten. Hieraus wird der Schluss gezogen, dass die Freigrenzen bei weitem nicht abdeckend genug seien und dass die zugrunde liegenden Szenarien zu erheblich zu hohen Werten führen würden.

Das Paper [MER 12] geht auf die Modellierung des Radionuklidtransports mit Sickerwasser aus einer Deponie ein, auf welcher freigegebene Stoffe abgelagert wurden. [MER 12] kommt zu dem Ergebnis, dass die Betrachtung des Wasserpfadens in SR 44 nur eine Gleichgewichtslösung darstellt und transiente Bedingungen, wie sie durch Beginn und Ende des Radionuklidtransports im Sickerwasser und dessen Übergang ins Grundwasser gegeben sind, außer Acht lässt. Daher sei das Modell in SR 44 zwar dazu geeignet, im Sinne der Herleitung von Freigrenzen und Freigabewerten für Screening-Rechnungen verwendet zu werden, allerdings sollte für die Modellierung einer konkreten Deponie ein dediziertes Modell des Sicker- und Grundwasserflusses verwendet werden, wie es beispielsweise das in [MER 12] verwendete Programm HYDRUS darstellt. Abschließend wird auf die hohe Bedeutung der Wahl der K_d -Werte für jedwede Modellierung dieser Art hingewiesen.

Weitere Diskussionen in diesem Kontext ranken sich um mit Co-60 kontaminierte Edelstahlwaren, die wiederholt in Deutschland gefunden wurden. Im Fachgespräch zwischen dem BMU, Sachverständigen im Bereich Strahlenschutz, der Bundesfinanzdirektion, Strahlenschutzbehörden der Bundesländer und dem BfS [BMU 13] wurden hierzu folgende Aussagen getroffen:

- Die Metallindustrie und Metallimporteure führen derzeit flächendeckend in Schrottbetrieben Messungen der Dosisleistung an Transporten durch. Dies erfolge im Wesentlichen aufgrund handelsüblicher Lieferbedingungen und der freiwilligen Verpflichtung im Hinblick auf die Lieferung von Schrott „frei von Radioaktivitäten“. Man ist sich in diesen Betrieben bewusst, dass niederenergetische Gammastrahler und schwächere Quellen höherenergetischer Gammastrahler nicht oder nur unter günstigen Umständen detektiert werden können. Materialien mit einem Radioaktivitätsniveau oberhalb der natürlichen Umgebungsuntergrundstrahlung würden von der Metallrecyclingwirtschaft generell abgelehnt.
- Hinsichtlich der aus den derzeitigen rechtlichen Gegebenheiten resultierenden Problematik des Strahlenschutzvollzugs, insbesondere bzgl. §§ 29, 71, 106 und 108 StrlSchV, wird die Freigrenze von 10 Bq/g kritisiert. Bei Funden mit Aktivitäten unterhalb der Freigrenzen gebe es keine belastbare Rechtsgrundlage. Bei Kontamination unterhalb der Freigrenzen existierten derzeit keine einschlägigen Regelungen im Atom-/Strahlenschutzrecht (vgl. insb. §§ 105 bis 110 StrlSchV, die hier nicht greifen würden).
- Die Detektion von Strahlenquellen aus Co-60 und Cs-137, die tief in Schrottladung liegen, mittels Eingangsmessanlagen an metallverarbeitenden Betrieben und Abfallbehandlungsanlagen ist aufgrund der Absorption der Ladung bis hinauf in den Bereich einiger 10 MBq nicht eindeutig und sicher möglich, sondern hängt von der Absorption der Ladung, der eingestellten Ansprechschwelle der Detektoren usw. ab.
- Es wird die Entwicklung und Einführung von Leitlinien zur Behandlung von kontaminierten Waren gefordert.
- Als Beispiele für Funde von kontaminierten Metallprodukten wurden angeführt:
 - 2008-2012: Import von mit Co-60 kontaminierten Metallprodukten aus Indien, Halbzeuge und Konsumgüter aus Edelstahl
 - radiologische Eigenschaften: Aktivitäten 5.000 bis 10.000 Bq/g bei Tablett in Deutschland und Spanien, Kontakt-Dosisleistungen bis 100 µSv/h bei Gartenfackeln aus Metall

Auch im internationalen Bereich gibt es jüngere Veröffentlichungen zum Bereich Freigrenzen. So liegt mit [IAE 12] eine Untersuchung zum Thema “Exemption from Regulatory Control of Goods Containing Small Amounts of Radioactive Material” vor, wobei es sich allerdings nur um ein TECDOC und damit ein Dokument ohne Verbindlichkeit handelt. In dieser Veröffentlichung geht es um Konsumgüter, denen zur Erzielung einer bestimmten Funktionalität geringe Mengen radioaktiver Stoffe zugesetzt werden. Die in [IAE 12] angegebenen Beispiele hierfür umfassen:

- Lampen, denen geringe Mengen von Kr-85 und/oder Th-232 zugesetzt sind, sowie
- Starter und Glimmschalter in Fluoreszenzlampen, die geringe Mengen an H-3 oder Kr-85 enthalten.

Hinsichtlich der anzuwendenden Kriterien für die Freistellung wird auf die Strahlenschutz-Grundnormen der IAEA [IAE 14] verwiesen, hinsichtlich der anzuwendenden Werte auf RS-G-1.7 [IAE 04].

Insbesondere in den Untersuchungen und Darstellungen [MER 12], [MER 13] und [BMU 13] wird verschiedentlich der Schluss gezogen, dass die massenbezogenen Freigrenzen gem. Anl. III Tab. 1 Sp. 3 StrlSchV, die in RP 65 [CEC 93] begründet wurden, nicht mehr für die Aufgabenstellungen im Strahlenschutz angemessen seien und durch die Werte der RS-G-1.7 ersetzt werden sollten.

Im folgenden Abschnitt 4.2 wird diese Argumentation in den Zusammenhang mit den Regelungen für den Umgang StrlSchV gestellt.

4.2 Rolle der massenbezogenen Freigrenzen im Strahlenschutz

4.2.1 Definitionen im Hinblick auf massenbezogene Freigrenzen

Die Rolle der massenbezogenen Freigrenzen gem. Anl. III Tab. 1 Sp. 3 StrlSchV für die hier relevante Fragestellung wird durch § 8 Abs. 1 StrlSchV definiert:

„Eine Genehmigung nach § 7 Abs. 1 ist in den in Anlage I Teil A und B genannten Fällen nicht erforderlich.“

In Anl. I Teil B Nr. 1 und 2 StrlSchV wird festgelegt:

„Genehmigungsfrei nach § 8 Abs. 1, § 17 Abs. 1 oder § 21 ist

1. der Umgang mit Stoffen, deren Aktivität die Freigrenzen der Anlage III Tabelle 1 Spalte 2 nicht überschreitet,
2. der Umgang mit Stoffen, deren spezifische Aktivität die Freigrenzen der Anlage III Tabelle 1 Spalte 3 nicht überschreitet, ...“

Die Definition des Begriffs „Umgang“ ist in § 2 Abs. 2 Nr. 34 StrlSchV wie folgt festgelegt:

„Umgang mit radioaktiven Stoffen: Gewinnung, Erzeugung, Lagerung, Bearbeitung, Verarbeitung, sonstige Verwendung und Beseitigung von radioaktiven Stoffen im Sinne des § 2 des Atomgesetzes, soweit es sich nicht um Arbeiten handelt, sowie der Betrieb von Bestrahlungsvorrichtungen; als Umgang gilt auch die Aufsuchung, Gewinnung und Aufbereitung von radioaktiven Bodenschätzen im Sinne des Bundesberggesetzes;“

Abschließend ist noch die Begriffsbestimmung des „Radioaktiven Stoffs“ gem. § 2 AtG relevant:

„(1) Radioaktive Stoffe (Kernbrennstoffe und sonstige radioaktive Stoffe) im Sinne dieses Gesetzes sind alle Stoffe, die ein Radionuklid oder mehrere Radionuklide enthalten und deren Aktivität oder spezifische Aktivität im Zusammenhang mit der Kernenergie oder dem Strahlenschutz nach den Regelungen dieses Gesetzes oder einer auf Grund dieses Gesetzes erlassenen Rechtsverordnung nicht außer Acht gelassen werden kann. ...

(2) Die Aktivität oder spezifische Aktivität eines Stoffes kann im Sinne des Absatzes 1 Satz 1 außer Acht gelassen werden, wenn dieser nach einer auf Grund dieses Gesetzes erlassenen Rechtsverordnung

1. festgelegte Freigrenzen unterschreitet, ...“

4.2.2 Aktivitätsbereich zwischen Freigabewerten und Freigrenzen

Im Sinne der Argumentation von Abschnitt 4.1 könnte folgender Fall eintreten:

- Material, welches die Freigrenzen von RS-G-1.7 [EUR 04] über-, die Freigrenzen nach Anl. III Tab. 1 Sp. 3 StrlSchV aber unterschreitet, gelangt nach Deutschland, z. B. in Form von kontaminiertem Stahl oder als Teile von Produkten, die in Deutschland weiter verarbeitet werden, wobei es trotz umfangreicher Kontrollen an den Grenzen und den metallverarbeitenden Betrieben nicht detektiert wird.
- Dieses Material wäre nach der Definition von § 2 Abs. 1 AtG zunächst als radioaktiver Stoff anzusprechen, da es „ein Radionuklid oder mehrere Radionuklide enthält“, allerdings wäre die spezifische Aktivität dieser Radionuklide aufgrund der Ausnahme in § 2 Abs. 2 AtG außer Acht zu lassen, da sie die Freigrenzen nach Anl. III Tab. 1 Sp. 3 StrlSchV unterschreitet.
- Soll der importierte Stahl beispielsweise zu Produkten verarbeitet werden oder sollen die importierten Produkte vor dem Verkauf gelagert werden, so würde es sich zunächst im Sinne

von § 2 Abs. 2 Nr. 34 StrlSchV um einen „Umgang“ handeln können, da sowohl Lagerung als auch Bearbeitung als Tatbestände in der Begriffsdefinition genannt sind.

- Bei der Prüfung, ob dieser „Umgang“ mit dem Material allerdings die Voraussetzungen nach § 7 StrlSchV erfüllt, wird deutlich, dass die Ausnahme von der Genehmigungspflicht nach § 8 Abs. 1 StrlSchV greift, da das Material ja (nach Voraussetzung) die Freigrenzen nach Anl. III Tab. 1 Sp. 3 StrlSchV unterschreitet und daher die Anforderung nach Anl. I Teil B Nr. 2 StrlSchV erfüllt.

Somit wäre das Material weder ein radioaktiver Stoff noch wäre der Umgang mit diesem Material genehmigungspflichtig. Die in Abschnitt 4.1 kurz zusammengefasste Diskussion führt nun jedoch folgende Überlegung ins Feld:

- Auf Grund der Überschreitung der als Freigabewerte und Freigrenzen verstandenen Werte der RS-G-1.7 könne es zu einer Überschreitung der effektiven Individualdosis von 10 μ Sv/a kommen, wenn mit dem betreffenden Material umgegangen würde. Beispiele für Fälle, in denen von einer solchen Überschreitung ausgegangen werden könnte, sind in Abschnitt 4.1 genannt.
- Aufgrund der Tatsache, dass das Material nicht in den Geltungsbereich der StrlSchV fällt, bestehe keine Möglichkeit zum Eingreifen seitens der für den Strahlenschutz zuständigen Behörden.
- Eine Absenkung der massenbezogenen Freigrenzen beispielsweise auf die Werte gem. RS-G-1.7 und eine ersatzlose Streichung der Werte der Anl. III Tab. 1 Sp. 3 StrlSchV sei daher notwendig.

4.2.3 Regelungen für Konsumgüter in Teil 4 StrlSchV

Bei dieser Diskussion werden überraschenderweise selten die Vorschriften des Teils 4 der StrlSchV herangezogen. Während § 105 die Fälle beschreibt, in denen der Zusatz radioaktiver Stoffe vollständig untersagt ist, geht § 106 auf die Fälle ein, in denen ein solcher Zusatz einer Genehmigung bedarf. Die Genehmigungsvoraussetzungen werden in § 107 StrlSchV genannt. Darin ist die spezifische Aktivität nicht mit Anl. III Tab. 1 Sp. 3 StrlSchV, sondern mit den Werten für die uneingeschränkte Freigabe nach Anl. III Tab. 1 Sp. 5 StrlSchV verknüpft:

„(1) Die Genehmigung nach § 106 für den Zusatz radioaktiver Stoffe bei der Herstellung von Konsumgütern ist zu erteilen, wenn

1. die Aktivität der zugesetzten radioaktiven Stoffe nach dem Stand der Technik so gering wie möglich ist und

a) wenn in dem Konsumgut die Werte der Anlage III Tabelle 1 Spalte 2 nicht überschritten wird und, falls die spezifische Aktivität der zugesetzten künstlichen radioaktiven Stoffe in dem Konsumgut die Werte der Anlage III Tabelle 1 Spalte 5 ... überschreitet, gewährleistet ist, dass in einem Rücknahmekonzept dargelegt ist, dass das Konsumgut nach Gebrauch kostenlos dem Antragsteller oder einer von ihm benannten Stelle zurückgegeben werden kann oder

b) nachgewiesen wird, dass für Einzelpersonen der Bevölkerung nur eine effektive Dosis im Bereich von 10 Mikrosievert im Kalenderjahr auftreten kann,

...

4. es sich bei dem Zusatz um sonstige radioaktive Stoffe nach § 2 Abs. 1 des Atomgesetzes handelt,

5. beim Zusetzen die Voraussetzungen des § 9 Abs. 1 Nr. 1 bis 9 erfüllt sind [*das sind die Genehmigungsvoraussetzungen für den Umgang mit radioaktiven Stoffen*] und

6. § 4 Abs. 3 dem Zusetzen nicht entgegensteht [*das sind die in Anl. XVI StrlSchV als nicht gerechtfertigt eingestuften Tätigkeitsarten*].

Für Genehmigungsverfahren nach Satz 1 gilt für das Radionuklid H-3 abweichend von Anlage III Tabelle 1 Spalte 5 der Wert der spezifischen Aktivität von 100 Becquerel pro Gramm.“

In diesem Zusammenhang ist die Begriffsbestimmung für „Konsumgüter“ nach § 3 Abs. 2 Nr. 18 StrlSchV relevant:

„Konsumgüter: Für den Endverbraucher bestimmte Bedarfsgegenstände im Sinne des Lebensmittel- und Futtermittelgesetzbuches sowie Güter und Gegenstände des täglichen Gebrauchs zur Verwendung im häuslichen und beruflichen Bereich, ausgenommen Baustoffe und bauartzugelassene Vorrichtungen, in die sonstige radioaktive Stoffe nach § 2 Abs. 1 des Atomgesetzes eingefügt sind;“

Diese Definition umschließt zwar nicht Halbzeuge und Halbfabrikate, jedoch alle Endprodukte, die beruflich oder im häuslichen Bereich in Gebrauch sind. Es ist dabei unerheblich, ob diese konsumiert, also verbraucht werden wie z. B. Brennstoffe, oder ob sie langlebig sind und lediglich gebraucht werden. Die überwiegende Zahl der in der Diskussion in Abschnitt 4.1 genannten Objekte ist daher von dem Begriff „Konsumgut“ abgedeckt.

In diesem Zusammenhang ist es wichtig zu beachten, dass für Konsumgüter bereits seit 2001 in der StrlSchV hinsichtlich der massenbezogenen Aktivität und der Rücknahmeverpflichtung der Bezug nicht auf die Werte der Freigrenzen nach Anl. III Tab. 1 Sp. 3 StrlSchV, sondern auf die Freigabewerte für die uneingeschränkte Freigabe nach Anl. III Tab. 1 Sp. 5 StrlSchV genommen wird. Für die aktuelle Fragestellung noch relevanter ist allerdings der Bezug auf den expliziten Nachweis der Einhaltung des Oberhalb der „effektiven Dosis im Bereich von 10 Mikrosievert im Kalenderjahr“. Ohne Erfüllung dieser Voraussetzung darf ein Gut nicht in den Verkehr gebracht werden. Dies kommt auch im Kommentar des BMU zur StrlSchV [BMU 00] von 2001 zum Ausdruck:

„Zur Gewährleistung eines einheitlichen Verbraucherschutzes sind von dieser Vorschrift sowohl künstliche als auch natürliche radioaktive Stoffe auch mit einer Aktivität unterhalb der Freigrenzen umfasst, auch wenn die Radionuklide einem Konsumgut nicht auf Grund ihrer radiologischen Eigenschaften zugesetzt werden. Über die Anforderungen der Richtlinie 96/29/EURATOM hinaus erstreckt sich der Geltungsbereich auch auf die Aktivierung, da es aus Sicht des Verbraucherschutzes keinen Unterschied macht, ob eine Strahlenexposition des Menschen aufgrund des Zusatzes eines radioaktiven Stoffes oder aufgrund der Aktivierung eines Gegenstandes erfolgt.“

Da die in Abschnitt 4.1 angesprochene Diskussion völlig zu Recht darlegt, dass von Gegenständen Expositionen hervorgerufen werden könnten, die oberhalb von 10 $\mu\text{Sv/a}$ liegen, wenn diese Aktivitäten in Höhe der massenbezogenen Freigrenzen nach Anl. III Tab. 1 Sp. 3 StrlSchV aufweisen, wären solche Konsumgüter daher nicht genehmigungsfähig. Dies träfe erst auf Gegenstände zu, die beispielsweise die Freigabewerte nach Anl. III Tab. 1 Sp. 5 StrlSchV oder die – weitgehend gleichen – Freigabewerte nach RS-G-1.7 einhalten. Für H-3 ist ohnehin eine Sonderregelung vorgesehen, die bereits jetzt konform ist mit dem entsprechenden Wert aus RS-G-1.7.

Es ist daher kein Widerspruch zu erkennen zwischen den gegenwärtigen Regelungen der StrlSchV und dem Bedürfnis, das Inverkehrbringen von Waren und Produkten mit erhöhtem Gehalt an Aktivität, welcher zu Expositionen oberhalb „von 10 Mikrosievert im Kalenderjahr“ führen könnten, zu vermeiden. Das Problem liegt daher weniger in unzureichenden rechtlichen Regelungen, sondern allenfalls in der Überwachung der Aktivitätswerte. Dies kommt auch in den Anforderungen der Artikel 92 und 93 der EU-Grundnormen [EUR 13] zum Ausdruck:

Art. 92:

„(2) Die Mitgliedstaaten setzen sich dafür ein, dass Systeme mit dem Ziel eingerichtet werden, herrenlose Strahlenquellen an Orten wie z. B. großen Schrottplätzen und Großanlagen für die Altmetallverwertung, an denen herrenlose Strahlenquellen im Allgemeinen vorhanden sein können, sowie gegebenenfalls an wichtigen Transitknotenpunkten zu entdecken.“

Art. 93:

„(1) Die Mitgliedstaaten setzen sich dafür ein, dass Systeme zur Feststellung von radioaktiver Kontamination in aus Drittländern eingeführten Metallerzeugnissen an Orten wie z. B. großen Metalleinfuhrbetrieben oder an wichtigen Transitknotenpunkten eingerichtet werden.

(2) Die Mitgliedstaaten verpflichten die Betriebsleitung von Altmetallverwertungsanlagen dazu, die zuständige Behörde umgehend zu unterrichten, wenn vermutet wird oder bekannt ist, dass eine herrenlose Strahlenquelle eingeschmolzen oder auf sonstige Weise metallurgisch bearbeitet wurde; sie verlangen ferner, dass das kontaminierte Material ohne die Beteiligung der zuständigen Behörde nicht verwendet, in Verkehr gebracht oder entsorgt wird.“

Artikel 92 und 93 der EU-Grundnormen nehmen keinen Bezug auf eine minimale gesamte oder massenbezogene Aktivität, ab welcher die genannten „Systeme zur Feststellung von radioaktiver Kontamination“ detektieren sollen (Nachweisgrenzen) oder ab welcher „das kontaminierte Material ohne die Beteiligung der zuständigen Behörde nicht verwendet, in Verkehr gebracht oder entsorgt wird“. Sie stellen diese Ausgestaltung vielmehr den Mitgliedsstaaten anheim. In diesem Zusammenhang ist die Feststellung wichtig, dass die metallverarbeitende Industrie bereits ein hohes Niveau der Detektion von Aktivität im Schrott sowie in Zwischen- und Endprodukten erreicht hat und dass mit allen Betrieben der metallverarbeitenden Industrie, die über entsprechende Eingangsmonitore verfügen, Vorgehensweisen mit den für die Überwachung zuständigen Behörden etabliert sind.

4.2.4 Regelungen für den Umgang in Teil 2 StrlSchV

Abschließend soll auf die Ausgestaltung der Regelungen bzgl. des Umgangs mit radioaktiven Stoffen in Teil 2 der StrlSchV eingegangen werden. Bevor ein wesentlicher Bestandteil einer Regelung auf Gesetzes- oder Verordnungsebene verändert wird, sollte zunächst geprüft werden, wie weit das Wesen dieser Regelung hierdurch verändert werden würde. § 7 StrlSchV steht in direkter Nachfolge zu § 3 StrlSchV in der Fassung von 1976 bzw. 1989, wo inhaltlich sehr ähnliche Regelungen getroffen wurden.

Hiernach steht der „Umgang“ mit radioaktiven Stoffen im Zentrum der Regelung. Gemeint ist die zielgerichtete Nutzung radioaktiver Stoffe und nicht das Handhaben von Stoffen, die zufälligerweise Radionuklide beinhalten oder mit diesen kontaminiert sind. Dies bringt das BMU eindeutig in seinem Kommentar zur StrlSchV von 2001 in der Diskussion zu § 2 (Anwendungsbereich) in Abschnitt B zum Ausdruck [BMU 00]:

„Die Formulierung des § 2 Abs. 1 Nr. 1 verdeutlicht, dass der Begriff des Umganges sich allein auf die zielgerichtete Nutzung radioaktiver Stoffe bezieht“.

4.3 Systematik für Freistellungsregelungen

Fasst man die aktuelle Diskussion, die in Abschnitt 4.1 kurz wiedergegeben wurde, und die Rolle der Regelungen der StrlSchV, auf die in Abschnitt 4.2 eingegangen wurde, zusammen, so erscheint die im Folgenden entwickelte Systematik von Regelungen sinnvoll:

- Die Regelungen, die gegenwärtig in Teil 2 der StrlSchV dargestellt sind, befassen sich mit dem im Sinne der vom BMU vorgegebenen Bedeutung des Begriffs „Umgang“ mit der zielgerichteten Nutzung radioaktiver Stoffe. Freistellungsregelungen, die sich auf den Umgang

im Sinne von Teil 2 StrlSchV beziehen, müssen sich daher an einer solchen Nutzung ausrichten.

- Die Regelungen aus Teil 4 der StrlSchV beziehen sich auf den evtl. Aktivitätsgehalt in allen Arten von Konsumgütern, unabhängig davon, ob diese Aktivität zielgerichtet zur Ausnutzung ihrer Eigenschaften oder unbeabsichtigt vorliegt. Falls Zweifel am umfassenden Charakter dieser Regelungen auch für alle in Abschnitt 4.1 erwähnten Fälle von Stoffen, die erhöhten Aktivitätsgehalt aufwiesen, besteht, wären die Regelungen in Teil 4 der StrlSchV entsprechend zu erweitern.

Eine derartige eindeutige Unterscheidung zwischen beiden Regelungsbereichen trifft auch bereits das BMU im Kommentar zur StrlSchV von 2001 [BMU 00]:

„Insgesamt kann die Aktivität oder spezifische Aktivität eines Stoffes entsprechend § 2 Abs. 2 des Atomgesetzes in folgenden Fällen außer Acht gelassen werden:

- wenn Freigrenzen unterschritten sind;
- bei Tätigkeiten: Freigabewerte nach der Strahlenschutzverordnung werden unterschritten und der Stoff wurde freigegeben;
- bei Stoffen natürlichen Ursprungs, die nicht auf Grund ihrer Radioaktivität, als Kernbrennstoff oder zur Erzeugung von Kernbrennstoff genutzt werden: die in § 97 in Verbindung mit Anlage XII festgelegten Überwachungsgrenzen werden nicht überschritten oder es liegen die in § 98 genannten Gründe zur Entlassung aus der Überwachung vor.

Davon zu unterscheiden sind Festlegungen, in welchen Fällen die Aktivität von Stoffen nicht außer Acht gelassen werden kann; solche trifft die Verordnung für Konsumgüter (§§ 107 ff.) und für die Anwendung radioaktiver Stoffe am Menschen (§ 9).“

Die Regelungen nach Teil 4 StrlSchV hinsichtlich der Freistellung werden klar abgegrenzt von den Freistellungsregelung, die für Teil 2 (und Teil 3) StrlSchV vorgesehen sind. Sie werden rechtssystematisch somit eigenständig behandelt.

Dieser Vorschlag, der praktisch vollständig dem aktuellen Wesen der Regelungen von Teil 2 und Teil 4 der StrlSchV entspricht, vermeidet paradoxe Fälle. Eine zielgerichtete Nutzung ist bei der Verwendung etwa von importiertem Stahl, der einen messbaren Gehalt von Radionukliden aufweist, nicht gegeben. Es würde also eine erhebliche Änderung des Wesens von § 7 StrlSchV darstellen, wenn durch eine bloße Änderung der Freistellungswerte künftig eine solche Nutzung in diesen Regelungsbereich fallen würde.

Ferner ist zu beachten, dass die EU-Grundnormen [EUR 13] wie auch in den vorangegangenen Versionen weiterhin Regelungen umfassen, die diesen zwei getrennten Regelungsbereichen entsprechen. Nicht ohne Grund beinhalten sie auch weiterhin massenbezogene Freigrenzen für kleine Mengen Material, die mit denjenigen aus Anl. III Tab. 1 Sp. 3 StrlSchV identisch sind.

4.4 Prüfung der einzelnen Szenarien in RP 65

4.4.1 Übersicht

Die Diskussion in Abschnitt 4.3 verdeutlicht, dass die Szenarien in RP 65, welche den Freigrenzen nach Anl. III Tab. 1 Sp. 2 und 3 StrlSchV zugrunde liegen, an typischem Umgang mit radioaktiven Stoffen in Laboren in den Bereichen Medizin, Forschung und Industrie auszurichten sind. Sie sollen die Grenze aufzeigen zwischen:

- Umgang mit Stoffen, deren Aktivität so hoch ist, dass im normalen Berufsalltag triviale Dosen überschritten werden könnten, und

- Umgang mit Stoffen, deren Aktivität niedrig genug ist, so dass im normalen Berufsalltag der Bereich der trivialen Dosis nicht verlassen wird,

wobei die Art der Tätigkeiten in beiden Fällen durchaus dieselbe sein kann, d. h. beispielsweise Handhabung von radioaktiven Stoffen zur Durchführung von Experimenten, zur Ausführung von Messungen, Aufbereitung von Proben, Wartung von Prüfstrahlern, Prüfung von Lagerbeständen von Stoffen, die Aktivität beinhalten usw.

Ferner sollen diese Szenarien auch Fälle umfassen, in denen mit einem Teil der Aktivität, auf die sich der Umgang erstreckt, fehlerhaft umgegangen wird, um evtl. Zwischenfälle angemessen zu bewerten. Dies kann beispielsweise die fehlerhafte Entsorgung solcher Stoffe mit gewöhnlichem Abfall sein. Auf diesem Wege können auch Personen der allgemeinen Bevölkerung mit dem Material in Kontakt kommen, was durch die Ausgestaltung der Szenarien berücksichtigt werden muss.

Die Empfehlung RP 65 [CEC 93] erhebt den Anspruch, dass die dort verwendeten Szenarien (vgl. Abschnitt 2.1.2) diesen Anforderungen gerecht werden. Zur Prüfung dieses Anspruchs werden zunächst in Abschnitt 4.4.2 die Bewertungsmaßstäbe, nach denen eine solche Prüfung erfolgen kann, definiert. In den Abschnitten 4.4.3 und 4.4.4 werden die relevanten Szenarien kurz wiedergegeben. In Abschnitt 4.4.5 werden die durch die Szenarien abgedeckten Expositionssituationen mit den in den Bewertungsmaßstäben definierten Anforderungen verglichen.

4.4.2 Bewertungsmaßstab

Die Szenarien in RP 65 sollen den alltäglichen Umgang mit radioaktiven Stoffen in einem Labor oder Betrieb beschreiben, in welchem vergleichsweise kleine Mengen gehandhabt werden. Dies wird ganz klar in Abschnitt 5 von RP 65 wie folgt zum Ausdruck gebracht:

“Exemption concentrations and quantities for around 300 radionuclides have been calculated using defined exposure scenarios and pathways. The calculated values (Tables 4 and 5) apply to practices involving small scale usage of activity where the quantities involved are at most of the order of a tonne. The values take into account use, misuse and subsequent disposal.”

Es ist daher nur gerechtfertigt, Szenarien zu betrachten, die mit einem derartigen Umgang in einem Labor oder Industriebetrieb in Einklang stehen. Maßstab ist daher der Arbeitsalltag in einem Labor oder kleinen Produktionsbetrieb, in dem natürlich allgemeine Arbeitsschutzmaßnahmen als erfüllt vorausgesetzt werden. Das bedeutet etwa, dass die Lüftung zur Erreichung normaler Luftwechselzahlen geeignet dimensioniert ist, dass das Personal sorgfältig mit den Produktionsmitteln hantiert, Verschmutzung von Haut und Arbeitsumfeld vermeidet, stark staubende Tätigkeiten unter geeigneter Staubrückhaltung oder Absaugung durchführt usw. Kein besonderes Augenmerk müsste die Belegschaft dagegen auf Abstände zu bestimmten Materialmengen richten.

4.4.3 Szenarien zur Herleitung der Aktivitätskonzentrationen (massenbezogene Freigrenzen)

Die Szenarien zur Herleitung der Aktivitätskonzentrationen in RP 65 umfassen drei Gebiete:

- Normale Verwendung am Arbeitsplatz – Arbeitnehmer,
- Zwischenfall bei der Verwendung am Arbeitsplatz – Arbeitnehmer,
- Beseitigung – Bevölkerung.

Die einzelnen Szenarien werden in RP 65 wie folgt beschrieben:

4.4.3.1 Normale Verwendung am Arbeitsplatz – Externe Bestrahlung durch kleine Strahlenquelle

Die Person handhabt eine Strahlenquelle für 1 bis 5 % der Arbeitszeit, insg. 25 h/a, z. B. beim Einbau für die Kalibrierung von Messgeräten, der Verpackung von rad. Quellen oder rad. Material oder der

Bearbeitung kleiner radioaktiver Gegenstände, z. B. aus Uran. Betrachtet wird die Bestrahlung der Haut im Bereich der Hand. Berechnet wird die Hautdosis, aus welcher die Effektivdosis mittels Anteil der bestrahlten Hautfläche an der gesamten Körperoberfläche und Organwichtungsfaktor berechnet wird.

Dieses Szenario würde auch die Handhabung einer Quelle, die eine Person der allgemeinen Bevölkerung zufällig auf einer Deponie findet, abdecken.

4.4.3.2 Normale Verwendung am Arbeitsplatz – Externe Bestrahlung durch Objekt von 1 m³ Volumen

Die Person wird durch ein Objekt des Volumens 1 m³ für 100 h/a bestrahlt. Diese Bestrahlungsgeometrie ist repräsentativ für ein kleines Lagervolumen von Erzen mit natürlichen Radionukliden, von Material aus einem Herstellungsprozess oder von kleinen Strahlenquellen. Es wird die Exposition durch Gammastrahlung und Betapartikel betrachtet.

4.4.3.3 Normale Verwendung am Arbeitsplatz – Externe Bestrahlung durch eine Gasflasche mit radioaktivem Gas

Die Person arbeitet für 100 h/a in 1 m Entfernung von einer einzelnen Gasflasche, die radioaktives Gas enthält. Dies kann in Krankenhäusern oder Forschungseinrichtungen der Fall sein. Betrachtet wird die Exposition durch Gammastrahlung, da Betapartikel durch die Wandung der Gasflasche abgeschirmt werden.

4.4.3.4 Normale Verwendung am Arbeitsplatz – Inhalation von Staub

Die Person arbeitet während eines ganzen Arbeitsjahres (2000 h/a) in einer Raumlufte, die im Mittel mit 0,04 mg/m³ Staub belastet ist. Diese Staubkonzentration entspricht den Vorgaben für viele chemotoxische Stoffe in industriellen Prozessen. Die Atemrate wird zu 1 m³/h angesetzt. Der gesamte Staub stammt vom zu betrachtenden Material mit derselben Konzentration an Radionukliden wie im Ausgangsmaterial.

4.4.3.5 Normale Verwendung am Arbeitsplatz – Ingestion über verschmutzte Hände

Die Person nimmt an 250 Arbeitstagen im Jahr Staub auf, der von ihren Händen zum Mund gelangt. Die Staubaufnahme wird berechnet, indem aus der gleichen Staubkonzentration in der Luft wie im vorherigen Szenario (0,04 mg/m³) bei vollständigem Absinken innerhalb eines Arbeitstages eine Flächenbelegung eine Staubmenge von 1,28 mg/d berechnet wird, von der 10 % unbeabsichtigt inkorporiert werden. Dies ergibt eine Staubmenge von 32 mg/a.

4.4.3.6 Zwischenfälle bei der Verwendung am Arbeitsplatz

In RP 65 wird argumentiert, dass Zwischenfälle und Fehlbedienungen zwar zu anderen Expositionsumständen führen können, diese jedoch durch die verwendete Kombination der Parameterwerte in allen zuvor genannten Szenarien abgedeckt seien. Daher werden keine eigenständigen Szenarien für Zwischenfälle bei der Verwendung am Arbeitsplatz betrachtet. Es werden in diesem Zusammenhang einige Parameterabschätzungen gegeben, die diese Einschätzung belegen.

4.4.3.7 Beseitigung – Externe Bestrahlung durch eine Deponie

Eine Person der allgemeinen Bevölkerung hält sich 300 h/a auf einer Deponie auf, wobei sie auf einem größeren Areal umhergeht. Es wird unterstellt, dass auf dieser Deponie eine Quelle beseitigt wurde, deren Aktivität sich im Abfall homogen verteilt (dies ist äquivalent zu einer punktförmigen Quelle, der die Person dann natürlich nur für eine kurze Zeitspanne nahe kommt). Die Vermischung

wird durch das Massenverhältnis 100 g der Quelle zu 15.000 Mg der Abfallmenge berücksichtigt. Die Exposition wird für einen Punkt 1 m über einer unendlichen Fläche berechnet.

4.4.3.8 Beseitigung – Inhalation von aus einer Deponie stammendem Staub

Eine Person der allgemeinen Bevölkerung atmet auf einer Deponie für 1 h/a Staub ein, der aus dem Deponiekörper stammt. Die Staubkonzentration wird zu 1 mg/m³ angenommen. Die Aktivitätskonzentration im Staub wird aus demselben Massenverhältnis wie im vorherigen Szenario abgeleitet.

4.4.3.9 Beseitigung – Ingestion von Material einer Deponie

Eine Person der allgemeinen Bevölkerung nimmt auf einer Deponie zufällig eine kleine Menge (1 g/a) des radioaktiven Stoffs, der auf der Deponie abgelagert wurde, auf. Dies beschreibt sowohl die direkte Aufnahme von Material eines kontaminierten Objekts als auch von Erdreich, das durch kontaminiertes Sickerwasser seinerseits kontaminiert wurde.

4.4.3.10 Berücksichtigung des radioaktiven Zerfalls

Alle Szenarien für Expositionen am Arbeitsplatz sowie das Inhalationsszenario für Personen der allgemeinen Bevölkerung wurden ohne Berücksichtigung des radioaktiven Zerfalls berechnet, während die Szenarien der Exposition von Personen der allgemeinen Bevölkerung über externe Bestrahlung und Ingestion infolge von Beseitigung mit einer Zerfallszeit von 1 d vor Beginn des Szenarios modelliert wurden.

4.4.3.11 Berücksichtigung der Eintrittswahrscheinlichkeit

Bei den Szenarien der Exposition von Personen der allgemeinen Bevölkerung über externe Bestrahlung und Inhalation infolge von Beseitigung wurde des Weiteren eine Auftrittswahrscheinlichkeit des Szenarios von 1 % pro Jahr multiplikativ berücksichtigt.

4.4.4 Szenarien zur Herleitung der Werte für die Gesamtaktivität

Die Szenarien zur Herleitung der Werte für die Gesamtaktivität umfassen ebenfalls die in Abschnitt 4.4.3 beschriebenen Gebiete:

- Normale Verwendung am Arbeitsplatz – Arbeitnehmer,
- Zwischenfall bei der Verwendung am Arbeitsplatz – Arbeitnehmer,
- Beseitigung – Bevölkerung,

allerdings wird eine größere Zahl von Szenarien betrachtet, die auf die Erfassung der Exposition durch eine Gesamtaktivität ausgelegt sind. Da diese Szenarien in keinem Zusammenhang mit denjenigen in Abschnitt 4.4.3 stehen und da die Freigrenzen der Gesamtaktivität nach Anl. III Tab. 1 Sp. 2 StrlSchV im vorliegenden Zusammenhang ohne Belang sind, wird auf diese Szenarien nicht weiter eingegangen.

4.4.5 Bewertung der Szenarien zur Herleitung der Aktivitätskonzentrationen

Vergleicht man die in Abschnitt 4.4.3 dargestellten Szenarien mit den in Abschnitt 4.4.2 definierten Anforderungen, so kann Folgendes festgestellt werden:

- Die Expositionspfade externe Bestrahlung, Ingestion, Inhalation und Hautkontamination sind abgedeckt.

- Externe Bestrahlung wird durch Szenarien für Quellen und für größere Objekte beschrieben. Das betrachtete Objekt von 1 m³ Volumen ist mit der Voraussetzung der „moderate quantities“ kompatibel. Die Expositionszeit neben einem solchen Objekt ist mit 100 h/a für die meisten Labore völlig angemessen, da solche Materialansammlungen in einem Lagerbereich vorgehalten werden; für industrielle Fertigungen könnte die angesetzte Expositionszeit dagegen eher im unteren Bereich der realen Expositionszeiten liegen.
- Bei der Inhalation wird Exposition abdeckend während eines ganzen Arbeitsjahres betrachtet. Eine längere Exposition ist nicht zu unterstellen. Die Staubkonzentration entspricht mit 40 µg/m³ eher einem Wohnraum, d. h. einem tendenziell staubarmen Bereich. Dieser Wert ist aber beispielsweise konform zur Vorgabe des Jahresmittelwerts für atembaren Staub (PM 10) in der Außenluft nach der Richtlinie [EUR 99]. Es ist ferner zu bedenken, dass es sich hier nur um einatembaren Staub handelt, der natürlich erheblich geringere Massenkonzentration hat als der Gesamtstaub, und dass ferner das zu bewertende Material als die alleinige Staubquelle unterstellt wurde. Dies ist in der Realität eines Industriebetriebs oder Labors natürlich nicht der Fall. Der unterstellte Staubwert ist daher als abdeckend anzusehen. Der Ansatz einer Atemrate von 1 m³/h ist tendenziell niedrig. Der Wert liegt zwar oberhalb des für Erwachsene im Mittel zu unterstellenden Wertes 0,92 m³/h [ICR 05], ist aber niedriger als der Wert, der geschlechtsunabhängig für leichte Tätigkeiten während eines Arbeitsjahres mit 1,1 m³/h anzusetzen wäre [ICR 05]. Allerdings schlägt diese Abweichung angesichts der Unsicherheit aller generischen Annahmen nicht zu Buche.
- Die Betrachtung der Ingestion geht von derselben Staubmenge aus, die auch für die Inhalation zugrunde gelegt wurde. Hierbei ist allerdings zu beachten, dass auch erheblich größere Staubpartikel als die einatembare Fraktion verschluckt werden können, so dass die Annahme einer mittleren Raumluftkonzentration von 40 µg/m³ als Basis für die Inkorporationsannahme sehr gering ist. Allerdings wird unterstellt, dass 10 % der im Raum befindlichen Staubmenge inkorporiert wird, was wiederum eine erhebliche Überschätzung darstellt. Es gilt ferner dasselbe Argument wie bei der Inhalation, dass realer Staub in einem Raum von diversen Quellen herührt, während hier nur der Anteil, der von dem zu bewertenden Material stammt, betrachtet wird.
- Der Argumentation, dass bei Zwischenfällen höchstens ähnlich hohe Dosen auftreten können wie im normalen Umgang, kann mit Einschränkungen gefolgt werden. Ein Zwischenfall kann darin bestehen, dass Material unbeabsichtigt verteilt wird oder sich ansammelt und zu einer Kontamination führt. Dies wird durch die Szenarien für externe Bestrahlung allerdings weitgehend abgedeckt. Eine erhöhte Freisetzung in die Raumluft ist nur temporär und würde höchstens für ein bis einige wenige Tage zu einer Erhöhung der Inhalations- oder Ingestionsmenge führen. Ferner wäre nach dem in RP 65 verfolgten Ansatz noch die Eintrittswahrscheinlichkeit für ein solches Szenario in Ansatz zu bringen, die z. B. mit 0,5 bis 0,1 pro Jahr angesetzt werden könnte und hierdurch den Dosisbeitrag (im Sinne einer Risikobetrachtung) reduzieren würde.
- Die Szenarien für externe Bestrahlung und Inhalation bei der Beseitigung gehen von einer sehr hohen Vermischung von deponiertem Material auf einer Deponie aus und beziehen überdies noch eine Eintrittswahrscheinlichkeit von nur 0,01 pro Jahr mit ein. Hierdurch ist der Dosisbeitrag für Personen der Bevölkerung, die nicht beruflich mit dem zu bewertenden Material umgehen, extrem gering, und keines dieser Szenarien ist je führend bei der Herleitung der massenbezogenen Freigrenzen. Einzig das Szenario für Ingestion ist relativ konservativ gestaltet und bei wassergängigen Radionukliden gelegentlich führend. Die zur Beseitigung gelangende Masse aus dem Umgang ist sicher deutlich höher als die unterstellten 100 g einer Quelle anzusetzen. Allerdings müssten weit höhere Massen betrachtet werden, bis die Dosen der Arbeitsplatzszenarien erreicht werden. - Die Beseitigung von Abfällen mit Aktivitäten

unterhalb der Freigrenzen wurde für UK nochmals separat bewertet [HAR 95]. Eine Revision der Werte erwies sich nicht als notwendig.

Insgesamt ist die Einschätzung gerechtfertigt, dass die Szenarien in RP 65 für den Bewertungszweck geeignet und keiner Revision bedürfen. Sie sind allerdings nicht für große Mengen anwendbar, also beispielsweise nicht für Industriebetriebe o. ä., in denen große Lagerbereiche mit etlichen 100 Mg radioaktiver Stoffe existieren könnten. Dies ist allerdings auch explizit vom Geltungsbereich der Szenarien ausgeschlossen.

4.5 Einschätzung der Aktualität der Szenarien in RP 65

Im Vortrag [MOB 09] wird Folgendes zur fortgesetzten Aktualität der Szenarien in RP 65 ausgeführt:

“Modern waste management practices in the UK now place more emphasis on sorting, recycling and reuse of waste materials. A review of current practices was undertaken, resulting in the following observations. Current legislation requires a business to identify the different types of hazardous and controlled wastes and arrange for them to be collected separately. Members of the public are also encouraged to identify recyclable wastes and to place them in separate bags or bins for collection; alternatively they can take them directly to a waste reception centre and place them in the appropriate skip. Waste collected from households and businesses is usually taken to a transfer station or material recovery facility in a collection vehicle. The waste is then tipped out and transferred by a grab to a conveyor system for sorting. In a large facility for dry recyclables recovery much of the sorting is done automatically, but some is done by operatives wearing gloves and dust masks. The recyclable waste is baled and then transported to the appropriate metal, paper, glass or plastic manufacturing facility. The remaining waste is disposed of to landfill or incinerated.

Hence the following types of scenarios can be identified – exposure of workers handling and sorting wastes, exposure of workers and public associated with disposal at landfills, exposure of workers and public associated with waste incineration, exposure of workers and public associated with waste recycling and exposure of workers and the public from re-use of products that contain radioactivity. Sorting of wastes was one of the workplace scenarios considered in a UK report on disposal of very low level waste [8]; the other scenarios considered are summarised in Table 4. The sorting scenario was also considered in another recent UK assessment on disposal of very low level waste [9]. Waste treatment workers were assumed to handle 5 individual contaminated items each day, for 15 seconds each, and to put one item per month in a pocket, for 10 hours.”

Bei der im Zitatstext angegebenen Referenz [8] handelt es sich um das Zitat [HAR 95], bei [9] um das Zitat [SNI 07] im Literaturverzeichnis in Abschnitt 6.

Tabelle 4.1: Arbeitsplatz-Szenarien aus dem Bericht bzgl. der Abfallbehandlung in Großbritannien [HAR 95]

| Scenario | Pathway |
|--|--|
| Handling and collection of waste bags and transfer to refuse lorry | External, inhalation |
| Transport of waste to transfer station | External, inhalation |
| Handling of waste at transfer station | External, inhalation |
| Handling of waste at sorting facility | External, inhalation, skin exposure |
| Recycling of scrap metals | External, inhalation, inadvertent ingestion of dust |
| Direct reuse of items | External, inhalation, skin exposure, inadvertent ingestion of dust |
| Transport of incinerator ash to landfill | External |
| Composting of degradable waste at compost facility | External, inhalation |
| Incinerator operation/maintenance | External, inhalation, skin exposure, inadvertent ingestion of dust |
| Disposal at landfill | External, inhalation |

Die zusätzlichen Betrachtungen, die zum Teil viele Jahre nach Verabschiedung von RP 65 durchgeführt wurden, haben keine Anhaltspunkte für die Notwendigkeit einer Überarbeitung der Szenarien ergeben.

5. PRÜFUNG VON EXPOSITIONSSZENARIEN, DIE DEN FREIGABEWERTEN FÜR DIE UNEINGESCHRÄNKTE FREIGABE ZUGRUNDE LIEGEN, AUF KONSISTENZ UND VOLLSTÄNDIGKEIT

5.1 Szenarien in der Empfehlung [SSK 98]

In diesem Abschnitt werden die Expositionsszenarien, die den Freigabewerten für die uneingeschränkte Freigabe gem. Anl. III Tab. 1 Sp. 5 StrlSchV zugrunde liegen, und die zugehörigen Parameterwerte dahingehend untersucht, ob sie die uneingeschränkte Freigabe angemessen beschreiben oder ob sie ggf. einer Anpassung oder Erweiterung bedürften. Auf die Szenarien zur Herleitung der aktuell in Deutschland geltenden Freigabewerte für die uneingeschränkte Freigabe wurde in Abschnitt 2.2 eingegangen. Die Parameterwerte für deren Herleitung sind in Abschnitt 2.2.1, insbesondere in Tabelle 2.5 dargestellt. Eine Gesamtübersicht der Szenarien samt ihrer Begründung findet sich in Anhang A: Begründung der abdeckenden Szenarien für die uneingeschränkte Freigabe der SSK-Empfehlung von 1998.

Es soll an dieser Stelle noch einmal darauf hingewiesen werden, dass die Herleitung der Freigabewerte nach Anl. III Tab. 1 Sp. 5 StrlSchV auf lediglich drei Szenarien basiert, dass deren Parameter allerdings auf Basis diverser vorlaufender Studien so gewählt wurden, dass die berechneten Freigabewerte eine ausreichend hohe Konservativität aufwiesen.

5.2 Bewertungsmaßstab

Die Expositionsszenarien, die den Freigabewerten für die uneingeschränkte Freigabe zugrunde liegen, müssen die folgenden Bedingungen erfüllen:

- Sie müssen eine eindeutige Verknüpfung zwischen den Aktivitäten im Material und den Dosen für Personen der allgemeinen Bevölkerung für jedes Radionuklid herstellen.
- Sie müssen eine Aussage darüber gestatten, dass die für eine Einzelperson der Bevölkerung aufgrund der Freigabe erwartete effektive Dosis im Bereich von 10 μSv jährlich oder weniger liegt.
- Sie müssen gemäß [SSK 13] die folgenden Kriterien erfüllen:
 - die verfügbaren Information stammen aus einem abdeckenden hypothetischen Quellterm;
 - für Szenarien und Expositionspfade sind realistische Werte auf Basis rechtlich zulässiger Bedingungen in generischer Weise zu definieren;
 - für radioökologische Modellparameter einschl. Ernährungsgewohnheiten, Anteil lokal angebauter Nahrungsmittel sowie Aufenthaltszeiten sind generische Daten zu verwenden;
 - es können Wahrscheinlichkeitsdichte-Funktionen für die Daten und die Ergebnisse berechnet und herangezogen werden.
- Darüber hinaus bilden die Szenarien in SR 44 [IAE 05], auf welchen die Freigrenzen und Freigabewerte von RS-G-1.7 [IAE 04] beruhen, einen relevanten Maßstab, da diese Werte in den Strahlenschutz-Grundnormen der EU und der IAEA u. a. Freigabewerte für die uneingeschränkte Freigabe verrechtlicht wurden.

Eine Modellierung, die diese Anforderungen erfüllt, steht im Einklang mit den Strahlenschutz-Grundnormen [EUR 96] und [EUR 13] sowie mit den Vorgaben der SSK hinsichtlich Methodik und Realismus der Modellierung.

5.3 Prüfung der Szenarien zur Herleitung der Freigabewerte in Anl. III Tab. 1 Sp. 5 StrlSchV

5.3.1 Szenario für die externe Bestrahlung

Das Szenario für die externe Bestrahlung in [SSK 98] geht von der Prämisse aus, dass sich bei äußerer Bestrahlung durch Gammaquanten die höchsten Jahresdosen von Einzelpersonen ergeben, wenn ein großes Gerät, beispielsweise eine Drehbank oder ein Behälter, im beruflichen Bereich wiederverwendet wird und sich ein Arbeiter während der Jahresarbeitszeit in der Nähe des Geräts aufhält. Zur Beschreibung des Szenarios werden die in Tabelle 5.1 dargestellten Parameter verwendet. Das Objekt wurde als Zylinder modelliert, wobei die Exposition von der Stirnseite des Zylinders ausgeht.

Tabelle 5.1: Parameter des Szenarios für die externe Bestrahlung in [SSK 98]

| Parameter | Wert | Einheit |
|--|-------|-------------------|
| Expositionszeit | 1.800 | h/a |
| Radius des die Exposition verursachenden Objekts | 0,5 | m |
| Dicke des die Exposition verursachenden Objekts | 0,5 | m |
| Masse des die Exposition verursachenden Objekts | 3 | Mg |
| Dichte des die Exposition verursachenden Objekts | 7,86 | Mg/m ³ |
| Expositionsabstand | 1 | m |

In der Diskussion zu diesem Szenario wird in Abschnitt 2 des Anhangs von [SSK 98] ausgeführt:

„Die Größe der Quelle, der kurze Expositionsabstand und die lange Expositionszeit machen dieses Szenario zu einem abdeckenden Szenario für die äußere Bestrahlung. Gegenüber diesem Szenario sind weder bei Wiederverwendung noch bei Verwertung deutlich höhere Expositionen durch äußere Bestrahlung nach Freigabe zu erwarten. ... Der Gegenstand im Szenario hat eine Dichte von 7,86 g/cm³ (Stahl). Bei der Verwendung von Gegenständen geringerer Dichte, z.B. aus Aluminium, Plastik, Holz, Beton usw., würde sich bei gleicher spezifischer Aktivität eine geringere Dosis ergeben.“

Zur Begründung werden in [SSK 98] weitere typische Expositionssituationen für die externe Bestrahlung betrachtet, die ebenfalls als abdeckend angesehen werden können. Diese vergleichen sich wie folgt mit dem o. g. Referenzszenario:

- Exposition beim Schrotthändler durch dort abgelagerten freigegebenen Metallschrott: Hier treten zwar größere Massen, dafür aber deutlich kürzere Expositionszeiten auf, selbst wenn das Material teilweise manuell zerlegt wird.
- Exposition beim Einschmelzen von freigegebenem Metallschrott: Hier gelten gleiche Argumente wie für die Exposition beim Schrotthändler durch dort abgelagerten freigegebenen Metallschrott.
- Verarbeitung von Baureststoffen, insbesondere Beton, zu neuen Zuschlagstoffen: Bei deutlich höheren verarbeiteten Massen sind die Expositionszeit aufgrund der hohen Durchsätze bei der Verarbeitung geringer und die Abstände zwischen Arbeiter und Brecheranlage größer als im Referenzszenario.
- Beseitigung: Analoge Erwägungen wie für die Aufbereitung des Bauschutts; deutlich geringere Expositionszeit in direktem Kontakt mit dem Material als im Referenzszenario.
- Andere Arten von Stoffen als Metalle und Bauschutt (Glaswolle, Asbest, Textilien, Plastik, Gummi, Glas): mengenmäßig durch die Betrachtungen bei weitem abgedeckt, s. auch obige Anmerkung zur Abhängigkeit von der Dichte.

Basierend auf diesen Erwägungen, die in [SSK 98] sowie [DEC 98] näher ausgeführt sind, können die in Tabelle 5.1 aufgeführten Parameter aus folgenden Gründen als abdeckend angesehen werden:

- Es wird die Exposition während eines ganzen Arbeitsjahres angenommen.
- Es wird ein sehr großes massives Objekt angenommen mit einer Masse von 3 Mg.
- Eine derartige Kombination tritt im häuslichen Bereich nicht auf: Es sind zwar längere Expositionszeiten denkbar, wie etwa bei einem metallenen Bettgestell, doch wird die Exposition dann von einer weit geringeren Masse und damit mit einer weit geringeren Dosisleistung verursacht.
- Größere Massen freigegebenen Materials sind – wie oben diskutiert wurde – ebenfalls denkbar, allerdings ist dann der Abstand auch weitaus größer anzunehmen, so dass die durch diese großen Massen erzeugte Dosisleistung am Ort der Exposition die hier unterstellten Annahmen nicht übersteigt.
- Das Produkt aus Dosisleistung und Expositionszeit ist im betrachteten Szenario auf einem sehr abdeckenden Niveau.
- Das Szenario für die externe Bestrahlung aus [SSK 98] ist vergleichbar mit den Annahmen in RP 122/1 [EUR 00] und in SR 44 [IAE 05], wie in Abschnitt 2.2.4 dargestellt wurde. Damit liegt das Szenario im gleichen Konservativitätsbereich, der auch in den Untersuchungen für die Herleitung von Freigabewerten in internationalen Empfehlungen bzw. in den Strahlenschutz-Grundnormen angesetzt wurde.

Auf die Frage, ob neben der Betrachtung einer langfristigen Exposition durch einen großen freigegebenen Gegenstand auch ein noch wesentlich restriktiveres Szenario der allseitigen Umschließung der Person betrachtet werden müsste, wird in Abschnitt 5.3.5 eingegangen.

5.3.2 Szenario für die Inhalation

Das Szenario für die Inhalation in [SSK 98] geht von einer lang andauernden Expositionssituation aus, bei welcher die betrachtete Person mit dem Staub Aerosole inhaliert, die durch Nutzung, Be- oder Verarbeitung oder Beseitigung der freigegebenen Reststoffe generiert wurden. Die Art der Nutzungen usw. ist hierbei nicht näher spezifiziert. Die angesetzten Parameter sind in Tabelle 5.2 aufgeführt.

Tabelle 5.2: Parameter des Szenarios für die Inhalation in [SSK 98]

| Parameter | Wert | Einheit |
|---|-------|-------------------|
| Expositionszeit | 1.800 | h/a |
| Atemrate | 1,2 | m ³ /h |
| Staubkonzentration (ausschließlich vom freigegebenen Stoff) | 1 | mg/m ³ |

In der Diskussion zu diesem Szenario wird in Abschnitt 2 des Anhangs von [SSK 98] ausgeführt:

„Das abdeckende Szenario gilt für eine exponierte Person, die ganzjährig mit unvermischten, schwach radioaktiven Feststoffen arbeitet. Die gewählte Staubkonzentration ist als konservativ zu bewerten, da angenommen wird, daß der Staub nur vom freigegebenen Feststoff stammt. Es kann zwar in verschiedenen Anwendungsbereichen kurzfristig zu höheren Staubkonzentrationen kommen, allerdings ist dies für den Jahresmittelwert nicht zu erwarten. Durch die lange Expositionszeit und die Höhe der mittleren Staubkonzentration werden auch mögliche Aufkonzentrationseffekte implizit abgedeckt.“

In [SSK 98] werden ferner die Untersuchungen aufgeführt, auf deren Basis die Parameterwahl für das Inhalationsszenario erfolgt ist. Es handelt sich um 3 Studien zur Verwertung von Metallen, 2

Studien zur Verwertung bzw. Beseitigung von Baureststoffen, 4 Studien für die Beseitigung von Abfällen sowie 2 Studien für die direkte Wiederverwendung von Gegenständen.

Basierend auf diesen Erwägungen, die in [SSK 98] sowie [DEC 98] näher ausgeführt sind, können die in Tabelle 5.2 aufgeführten Parameter aus folgenden Gründen als abdeckend angesehen werden:

- Es wird die Exposition während eines ganzen Arbeitsjahres angenommen.
- Die Inhalationsrate entspricht der eines Erwachsenen für körperliche Tätigkeit, in Übereinstimmung mit ICRP-Empfehlungen hierzu.
- Die Staubkonzentration von 1 mg/m³ Luft ist als derjenige einatembare Staub zu verstehen, der ausschließlich vom kontaminierten Stoff herrührt und der während des gesamten Arbeitsjahres anwesend ist. Neben diesem Staub kann auch Staub aus anderen Quellen anwesend sein, der jedoch nicht zur Exposition beiträgt. Ferner kann weiterer Staub größerer Kornfraktionen in der Luft vorliegen, der die Gesamtstaubkonzentration weiter erhöhen würde, der jedoch nicht einatembare ist. Somit stellt die Annahme zur Staubkonzentration eine erhebliche Überschätzung jeder realistischen Staubexposition am Arbeitsplatz dar, aus welcher Maßnahmen zum Atemschutz folgen würden.
- Die Betrachtung lediglich der Altersgruppe eines Erwachsenen mag zunächst als im Widerspruch stehend zu der Möglichkeit erscheinen, dass für viele Radionuklide die Dosiskoeffizienten für die Inhalation für Kleinkinder und Säuglinge höher sind als für Erwachsene. Allerdings ist zu bedenken, dass für solche Altersgruppen das Expositionsszenario einer derart langzeitigen Staubinhalation überhaupt nicht möglich wäre. Daher stellt das Produkt aus Dosiskoeffizient und Expositionszeit je Altersgruppe im vorliegenden Fall das Maximum dar.
- Eine zusätzliche Aufkonzentration der spezifischen Aktivität im Staub wird nicht betrachtet. Hierzu wird in der Begründung in [SSK 98] angemerkt, dass durch die lange Expositionszeit und die Höhe der mittleren Staubkonzentration auch mögliche Aufkonzentrationseffekte implizit abgedeckt werden (s.o.). Dieser Auffassung ist zuzustimmen, wenn man die in [SSK 98] getroffenen Annahmen mit denjenigen von RP 122/I und SR 44 vergleicht (vgl. Abschnitt 2.2.4): Nur in SR 44 wird eine Aufkonzentration von 4 betrachtet, es wird dafür jedoch mit einer um einen Faktor 4 kürzeren Expositionszeit gerechnet. Die diesbezüglichen Annahmen in [SSK 98] sind daher identisch mit denjenigen der anderen Modellierungen zum Inhalationsszenario bei der uneingeschränkten Freigabe.

5.3.3 Szenario für die Ingestion

Das Szenario für die Ingestion in [SSK 98] beschreibt eine langfristige regelmäßige Ingestion von Kontamination, welche als kleine Partikel unbeabsichtigt aufgenommen werden. Dieses Szenario lehnt sich an Szenarien an, die eine Ingestion über Verschmutzungen der Hände und den Kontakt von Händen und Mund beschreiben. Die ingestierte Material wird hierbei als ausschließlich von den freigegebenen Stoffen stammend angenommen. Die Art der Vorgänge, durch welche die Kontamination freigesetzt und ingestierbar wird, wird hierbei nicht näher beschrieben. Die Parameter sind in Tabelle 5.3 angegeben.

Tabelle 5.3: Parameter des Szenarios für die Ingestion in [SSK 98]

| Parameter | Wert | Einheit |
|-------------------------|------|---------|
| Inkorporierte Menge | 20 | g/a |
| Aufkonzentrationsfaktor | 10 | - |

In [SSK 98] werden ferner die Untersuchungen aufgeführt, auf deren Basis die gewählten Parameter von 20 g/a ingestierter Menge und einem Aufkonzentrationsfaktor von 10 als abdeckend gewählt wurden. Es handelt sich um 3 Studien, die Ingestionsszenarien beinhalten.

Basierend auf diesen Erwägungen, die in [SSK 98] sowie [DEC 98] näher ausgeführt sind, können die in Tabelle 5.3 aufgeführten Parameter aus folgenden Gründen als abdeckend angesehen werden:

- Es wird die Exposition während eines ganzen Arbeitsjahres angenommen. Der Wert der Expositionszeit wird nicht explizit verwendet, sondern ergibt sich aus dem Ansatz einer jährlichen Ingestionsmenge von 20 g, was einer arbeitstäglichen Aufnahme von ca. 100 mg entspricht.
- Die Betrachtung lediglich der Altersgruppe eines Erwachsenen mag zunächst als im Widerspruch stehend zu der Möglichkeit erscheinen, dass für viele Radionuklide die Dosiskoeffizienten für die Ingestion für Kleinkinder und Säuglinge höher sind als für Erwachsene. Allerdings ist zu bedenken, dass für solche Altersgruppen das Expositionsszenario einer Ingestion von 20 g/a von Material, das ausschließlich vom freigegebenen Stoff stammt, eine erhebliche Überschätzung darstellt. Zwar nehmen gerade Kleinkinder beim Spielen am Boden vergleichsweise hohe Mengen an Erde auf, allerdings kommen sie nicht in gleicher Weise mit Staub, der von freigegebenem Material stammt, in Kontakt. Daher stellt das Produkt aus Dosiskoeffizient und jährlicher Aufnahmemenge je Altersgruppe im vorliegenden Fall das Maximum dar.
- Durch den Aufkonzentrationsfaktor von 10 wird gem. [SSK 98] berücksichtigt, dass es bei Verarbeitungsschritten des freigegebenen Reststoffs in den Rückständen (z. B. Schlacke und Staub beim Einschmelzen von Metall) zu Aufkonzentrationen kommen kann. Dieser Aspekt wird durch den Faktor 10 abdeckend beschrieben.
- Insgesamt ist der Auffassung zuzustimmen, dass es sich um ein abdeckendes Ingestionsszenario handelt, wenn man die in [SSK 98] getroffenen Annahmen mit denjenigen von RP 122/I und SR 44 vergleicht (vgl. Abschnitt 2.2.4): Für die in [SSK 98] getroffenen Annahmen ist das Produkt aus inkorporierter Menge, Aufkonzentrationsfaktor und Anteil des ingestierten Materials, der vom freigegebenen Stoff stammt, um eine bzw. 2 Größenordnungen und mehr höher als für RP 122/I und SR 44.

5.3.4 Betrachtung der externen Beta-Bestrahlung

Im Paper [BEL 05] wird darauf eingegangen, dass stark beta-strahlende Radionuklide wie Sr-90/Y-90 oder Sr-89 bei der Freigabe von Gebäuden zur Folgenutzung oder zum Abriss in ihrer radiologischen Wirkung nicht angemessen beschrieben worden seien und dass die zugehörigen Freigabewerte nach Anl. III Tab. 1 Sp. 8 bzw. 10 StrlSchV zu hoch seien. Dieser Aspekt wurde später von einer Arbeitsgruppe der SSK noch einmal näher untersucht. Die Arbeitsgruppe kam – abweichend von der Einschätzung in [BEL 05] – 2012 zu dem Ergebnis, dass für einzelne Radionuklide bei der Freigabe von Gebäuden zur Folgenutzung im Einzelfall niedrigere Werte festgelegt werden müssten, wenn keine vorherige Sanierung der Gebäudeoberflächen stattfindet und Personen daher langfristig durch an der Gebäudeoberfläche vorhandene Betastrahler exponiert werden könnten. Hierzu wurde jedoch auch diskutiert, dass die direkte Wiederverwendung ohne jedwede Veränderung von Gebäudeoberflächen in der Praxis nicht denkbar ist und dass die Expositionsszenarien, auf denen die betreffende Einschätzung der SSK-Arbeitsgruppe beruhte, sehr konservativ sind (ganzjähriger Aufenthalt mit unbedeckten Körperteilen 10 cm und 50 cm von der Wand entfernt, 1.800 h/a Aufenthaltszeit usw.).

Diese Ansätze und Ergebnisse lassen sich nicht auf Szenarien übertragen, die für die uneingeschränkte Freigabe von Reststoffen gelten sollen. Für starke Beta-Strahlung können Szenarien für die externe Bestrahlung nicht sinnvoll angegeben werden; sie werden vielmehr durch die Szenarien für

die Inhalation und die Ingestion abgedeckt. Durch die parallel geltenden Freigabewerte für die Oberflächenkontamination gem. Anl. III Tab. 1 Sp. 4 StrlSchV wird ferner eine zusätzliche Begrenzung der Aktivität erzielt.

5.3.5 Prüfung der Notwendigkeit für ein Szenario für die allseitige Umschließung

5.3.5.1 Übersicht

Die in den Abschnitten 5.3.1 bis 5.3.3 dargestellten Szenarien für die Herleitung der Freigabewerte für die uneingeschränkte Freigabe enthalten kein Szenario, bei dem unterstellt wird, dass die exponierte Person allseitig vom Material umschlossen wird. Ein solcher Fall wäre insbesondere für die externe Bestrahlung relevant. Mit „allseitiger Umschließung“ ist der Fall gemeint, dass das freigegebene Material, ggf. nach Herstellung eines Produktes, verbunden mit technisch bedingter Vermischung mit anderem Material, so angeordnet ist, dass es die exponierte Person in allen Raumrichtungen umgibt („ 4π -Geometrie“). Eine solche Geometrie wird z. B. durch Boden, Wände und Decke eines Raumes gebildet (Baumaterial wie Beton, Ziegel usw.), daneben aber auch z. B. durch die Wände einer Kabine aus Metall (Bürocontainer, Aufzugskabine, Kabine für die Anwendung von Techniken, die einer Einhausung bedürfen, wie etwas Sandstrahlen oder Lackieren usw.). In Abschnitt 5.3.5.2 wird ein realistisches Szenario für die allseitige Umschließung entwickelt und es wird die hieraus folgende Dosis berechnet. In Abschnitt 5.3.5.3 erfolgt ein Vergleich mit den Szenarien in der Untersuchung NUREG 1640 [NRC 04], die die bislang umfangreichste Untersuchung zur Freigabe darstellt.

5.3.5.2 Szenario für die allseitige Umschließung

Die Verwendung von uneingeschränkt freigegebenem Metall (Anwendung der Freigabewerte nach Anl. III Tab. 1 Sp. 5 StrlSchV) für die Herstellung eines Bürocontainers für temporäre Arbeitsplätze stellt ein durchaus mögliches Szenario dar, wengleich gegenwärtig die meisten derartigen Container in China gefertigt werden. Bei Bürocontainern handelt es sich in aller Regel um 20'-Container, die typischerweise die folgenden Innenmaße aufweisen:

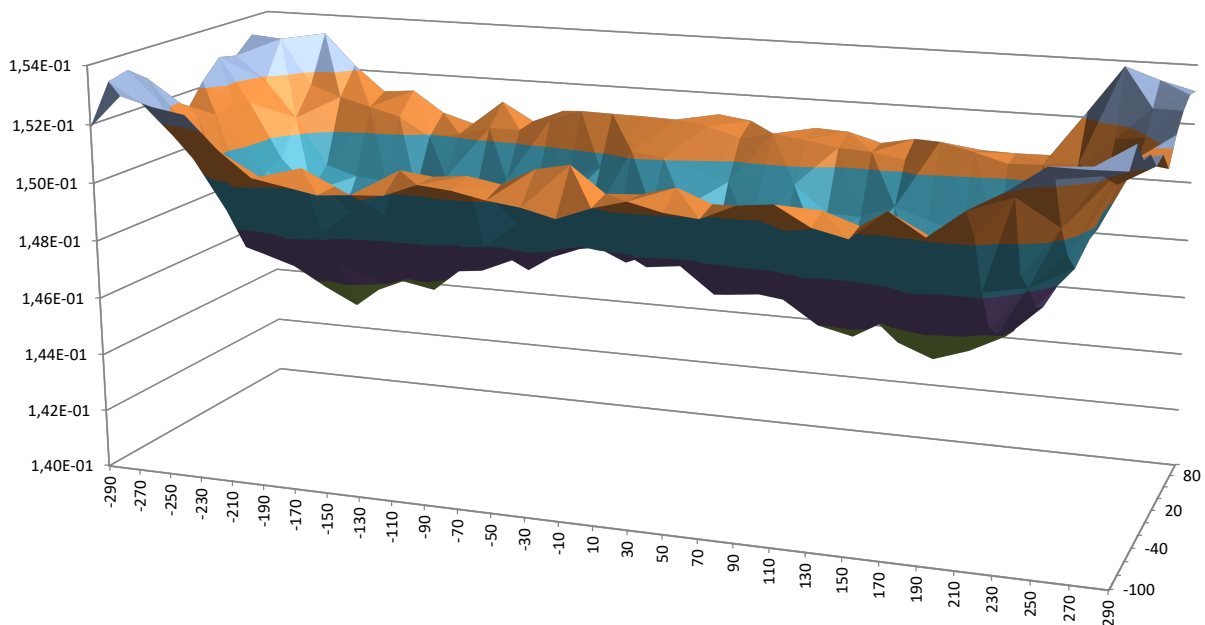
- Länge 6,095 m,
- Breite 2,352 m,
- Höhe 2,393 m.

Da hier ein normaler Arbeitsplatz angenommen wird, der für einen langen Zeitraum des Jahres nutzbar ist, muss der Container, wie dies bei Bürocontainern üblich ist, mit einer Isolierung ausgestattet sein, die allseitig mit ca. 5 cm Dicke angebracht ist und aus organischem Material besteht.

Die Dicke der Außenwände eines solchen Containers lässt sich aus der Gesamtmasse eines ISO-Containers mit 20' Länge und der Gesamtfläche konservativ abschätzen, da natürlich die Masse auch zu einem wesentlichen Anteil durch die Struktur des Containers gebildet wird. Bei einer typischen Masse von 2.300 kg und einer Gesamtfläche von 69 m² handelt es sich um eine Dicke des Stahlblechs von 4 mm. Reale Bürocontainer weisen demgegenüber eher Massen von deutlich unter 2.000 kg auf und verfügen über wesentlich dickere Isolation (vgl. [CON 16] zu Bürocontainern aus deutscher Produktion). Es wird konservativ ferner nicht berücksichtigt, dass ein solcher Container über Tür und Fenster verfügen muss, wenn er als Dauerarbeitsplatz geeignet sein soll.

Für einen Container dieser Abmessungen wird zunächst die Verteilung der Ortsdosisleistung im Inneren berechnet für den Fall einer homogenen Einheitsaktivität von 1 Bq/g Co-60 in der gesamten Struktur. Die Berechnung erfolgt mit MCNP Vers. 6.0, um auch Reflexionen der Photonen an den gegenüberliegenden Strukturen einbeziehen zu können. Die Verteilung der effektiven Dosis in der Struktur zeigt Abbildung 5.1.

Abbildung 5.1: Verteilung der effektiven Dosis innerhalb eines 20'-Containers mit innerer Isolierung von 5 cm Dicke in 1 m Höhe über dem Boden bei einer Aktivität von 1 Bq/g Co-60 in der Metallstruktur



Aus Abbildung 5.1 ist die sehr geringe Variabilität der Dosisleistung innerhalb der Struktur zu erkennen, die in 1 m Höhe über dem Boden lediglich zwischen 0,146 und 0,153 $\mu\text{Sv/h}$ schwankt. Als Mittelwert kann daher 0,15 $\mu\text{Sv/h}$ für 1 Bq/g Co-60 angesetzt werden. (Zum Vergleich wird auch die Dosisleistung ohne Berücksichtigung einer Isolierung angegeben; diese liegt bei 0,18 $\mu\text{Sv/h}$, also ca. 20 % höher.)

Der Freigabewert nach Anl. III Tab. 1 Sp. 5 StrlSchV beträgt für Co-60 0,1 Bq/g. Ferner ist bei der Herstellung von neuem Material für Container mindestens von einer gleichen technischen Vermischung von 1:10 auszugehen, wie dies auch bei der Freigabe für Metalle zum Einschmelzen unterstellt wird (vgl. Anl. IV Teil G Nr. 3 StrlSchV sowie die Annahmen in RP 89 [EUR 98]). In diesem Fall herrscht im Innenbereich eine Dosisleistung von 1,5 nSv/h.

Wenn der Container als Bürocontainer dient, ergibt sich bei einer Aufenthaltszeit von 2.000 h/a eine Dosis von 3 $\mu\text{Sv/a}$. Selbst wenn der Container zum Wohnen genutzt werden würde, ergäbe sich bei einer Aufenthaltszeit von 7.000 h/a (ganzes Jahr abzüglich 2.000 h/a für Aufenthalt im Freien und andere Abwesenheit) gem. Berechnungsgrundlagen Bergbau [BFS 10] gerade 10 $\mu\text{Sv/a}$.

Diese Angaben beziehen sich auf die vollständige Ausschöpfung des Freigabewerts. In der Realität sind diese Ausschöpfungen jedoch deutlich unterhalb von 100 %, so dass reale Dosen die angegebenen Werte ebenfalls nochmals deutlich unterschreiten. Eine weitere Reduktion in realen Situationen ergibt sich durch die Tatsache, dass im vorliegenden Fall keine Fenster und Türen berücksichtigt wurden und dass reale Innenräume durch eine erheblich dickere Isolierung geschützt werden müssten, um als Büro- oder Wohnraum dienen zu können. Daher sind alle Fälle, in denen eine kürzere Aufenthaltszeit in einem ggf. nicht isolierten Container zu berücksichtigen wäre (z. B. Nutzung als Strahlkabine usw.) durch diese Betrachtung abgedeckt.

Es ist zu beachten, dass im Fall der Freigabe von Bauschutt die technisch bedingt notwendige Vermischung mit sonstigem Material zur Herstellung von neuem Beton erheblich höher ist als im hier betrachteten Fall von Stahl mit 10 %. Ein Szenario, bei dem freigegebener Betonbruch daher für den Bau eines Hauses verwendet wird und somit in der Geometrie allseitiger Umschließung eingesetzt wird, wird daher nicht weiter betrachtet. Es wäre ferner nicht realistisch anzunehmen, dass in einem

derartigen Fall alle Teile des Baus (Boden, Wände und Decken) aus Beton hergestellt werden und dass hierbei in allen Fällen freigegebene Anteile zum Einsatz kommen.

5.3.5.3 Szenarien im Hinblick auf die allseitige Umschließung in NUREG 1640

Obwohl natürlich auch in den USA die Nutzung von Containern als temporäre Arbeits- und Wohnstrukturen verbreitet ist, wird in der bisher umfangreichsten Untersuchung zur Freigabe von metallischen Reststoffen und Baureststoffen, NUREG 1640 [NRC 04], diese Möglichkeit nicht betrachtet. Die Expositionsgeometrie der allseitigen Umschließung wird dort ausschließlich für einen Marinesoldaten untersucht, der auf einem Schiff stationiert ist, das unter Verwendung von freigegebenem Stahlschrott hergestellt wurde. Für diesen Soldaten werden drei Szenarien näher untersucht:

- Sailor – operations: Sailor with watch station in operations area
- Sailor – deck duty: Sailor with watch station on deck
- Sailor – hull plate: Sailor berthing near steel hull plate

“The scenarios assess the exposures of two individuals. They are both enlisted personnel who sleep in a large berthing area just below the main deck and use the crew messing (dining) and lounge areas on top of the main deck. One sailor stands watch in the operations area on the fourth level in the forward superstructure, while the other is involved in underway replenishment (UNREP) operations and stands watch on the main deck during such operations. While not standing watch, both sailors are involved in maintenance and training in or near their respective watch stations.”

“Because sailors spend considerable periods of time aboard ship and may be assigned sleeping quarters which are located immediately adjacent to the ship's hull, the exposure of a sailor to a hull plate made from cleared scrap was selected to represent exposures to large steel plates. ... This scenario differs from the [other] steel ship scenarios described [above] in that the exposure is to a single hull plate made from the single furnace heat having the maximum likely fraction of cleared scrap. Separate exposure geometries are defined for the sailor occupying his bunk and for being in the adjacent lounge area.”

Bezogen auf die Einheitsaktivität 1 Bq/g für Co-60 werden in NUREG 1640 für die genannten Geometrien der allseitigen Umschließung Werte der Dosisleistung im Bereich von 0,125 bis 0,153 $\mu\text{Sv/h}$ angegeben. Diese Werte sind somit vollständig kompatibel zu dem Szenario des Bürocontainers in Abschnitt 5.3.5.2.

In NUREG 1640 werden daneben noch u. a. diverse Szenarien für die Fahrer von Kraftfahrzeugen (PKW, LKW) untersucht. Hierbei sind jedoch nicht die Kabinen aus recyceltem Material gefertigt, sondern es handelt sich um den Motorblock als Objekt, das unter Nutzung freigegebenen Metalls hergestellt wurde und der zu einer Exposition des Fahrers führt.

Das Szenario des Marinesoldaten an Bord des Kriegsschiffes erweist sich in NUREG 1640 übrigens bei weitem nicht als das Führende. Die höchsten Dosen werden für die manuelle Zerlegung bzw. Sortierung von Schrott vor dem Einschmelzen berechnet.

5.4 Bewertung der Szenarien und Parameterwerte

Die Szenarien zur Herleitung der Freigabewerte in Anl. III Tab. 1 Sp. 5 StrlSchV erfüllen nach den Ausführungen in Abschnitt 5.3 die in Abschnitt 5.2 aufgestellten Anforderungen und Bewertungsgrundsätze gemäß [SSK 13]. Sie sind ferner durchweg gleich strikt oder strikter als die Szenarien, die im Referenzdokument SR 44 [IAE 05], auf welchen die Freigrenzen und Freigabewerte von RS-G-1.7 [IAE 04] beruhen, enthalten sind. Aufgrund ihrer hohen Abstraktion decken sie auch heute, ca. 20 Jahre nach ihrer ersten Einführung, noch alle Expositionssituationen ab, die mit

freigegebenem Material in realistischer Weise (im Sinne von [SSK 13]) denkbar sind. Eine Anpassung der Szenarien wird daher nicht als notwendig angesehen.

6. LITERATURVERZEICHNIS

- [BEL 05] BELTZ, D.; BOTSCH, W.; HÜTTIG, M.; BÖRCHERS, F.
Expositionsszenarien bei der Freigabe von Beta-Strahlern gemäß Strahlenschutzverordnung
Vortrag auf der 37. Jahrestagung des Fachverbands für Strahlenschutz e.V., Basel, 20.-
23.09.2005
Publikationsreihe „Fortschritte im Strahlenschutz“, ISSN 1013-4506, Band FS-05-139-T, S.
224
- [BFS 10] BUNDESAMT FÜR STRAHLENSCHUTZ
Berechnungsgrundlagen zur Ermittlung der Strahlenexposition infolge bergbaubedingter
Umweltradioaktivität (Berechnungsgrundlagen – Bergbau)
Bericht BfS-SW-07/10, Salzgitter, März 2010
- [BMI 79] BUNDESMINISTERIUM DES INNEREN
Auslegung des § 4 Abs. 4 Satz 1 Nr. 2e StrlSchV, Rundschreiben des BMI vom 20.09.1979
(GMBI. 1979 S. 631)
- [BMU 00] BUNDESMINISTERIUM FÜR UMWELT, NATURSCHUTZ UND REAKTORSICHERHEIT
Begründung zur StrlSchV in der Fassung von 2001
Bonn, 2001
- [BMU 13] BUNDESMINISTERIUM FÜR UMWELT, NATURSCHUTZ UND REAKTORSICHERHEIT
Protokoll: Fachgespräch über radioaktiv kontaminierte Waren
gehalten im BMU, Bonn, am 23.10.2013, Protokoll erstellt von K. Geibel, Ref. RS II 3
- [CEC 80] KOMMISSION DER EUROPÄISCHEN GEMEINSCHAFTEN
Council Directive 80/836 Euratom amending the “Directives laying down the Basic Safety
Standards for Health Protection of the General Public and Workers against the dangers of
ionising radiation
OJ.L 246 of 17 September 1980
- [CEC 84] KOMMISSION DER EUROPÄISCHEN GEMEINSCHAFTEN
amending Directive 80/836 Euratom as regards the Basic Safety Standards for Health Pro-
tection of the General Public and Workers against the dangers of ionising radiation
OJ.L 265 of 5 October 1984
- [CEC 88] KOMMISSION DER EUROPÄISCHEN GEMEINSCHAFTEN
Radiological Protection Criteria for the Recycling of Materials from the Dismantling of Nu-
clear Installations - Recommendations from the Group of Experts set up under the terms of
Article 31 of the Euratom Treaty
Radiation Protection No. 43, Luxemburg, 1988
- [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

- [CON 16] CONTAINER LION
Webseite <http://www.container-lion.com> der Firma Container-Lion, Höchenschwand-Tiefenhäusern, aufgerufen Mai 2016
- [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
- [EUR 96] RAT DER EUROPÄISCHEN UNION
Council Directive 96/29/Euratom laying down basic safety standards for the protection of the health of workers and the general public against the dangers arising from ionizing radiation (Strahlenschutz-Grundnormen)
Official Journal of the European Communities, ISSN 0378-6978, L 159, Vol. 39, 29.06.96
- [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 99] RAT DER EUROPÄISCHEN UNION
1999/30/EG: Richtlinie 1999/30/EG des Rates vom 22. April 1999 über Grenzwerte für Schwefeldioxid, Stickstoffdioxid und Stickstoffoxide, Partikel und Blei in der Luft
Amtsblatt der Europäischen Gemeinschaften L163, 29. Juni 1999, S. 41–60
- [EUR 00] EUROPÄISCHE KOMMISSION
Practical Use of the Concepts of Clearance and Exemption – Part I: Guidance on General Clearance Levels for Practices; Recommendations of the Group of Experts established under the terms of Article 31 of the Euratom Treaty; Radiation Protection No. 122, Luxemburg, 2000
- [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
- [FAI 61] FAIRBAIRN, A.
The derivation of maximum permissible levels of radioactive surface contamination of transport containers and vehicles; IAEA, Vienna, STI/PUB/32, 1961, p.79 ff
- [GIB 66] GIBSON, R. (ED.)
The Safe Transport of Radioactive Materials
Pergamon Press, Oxford, 1966
- [GRO 13] GROVE SOFTWARE
MicroShield 10
Lynchburg, VA, USA

- [HAR 95] HARVEY, M.P.; BARRACLOUGH, I.M.; MOBBS, S.F. McDONNELL, C.E.
Review of the radiological implications of disposal practices for very low level solid radioactive waste.
Bericht NRPB M602; Chilton, UK, 1995
- [GÖR 89] GÖRTZ, R.; GRAF, R.; KNAUP, A.G. (BRENK SYSTEMPLANUNG, AACHEN)
Strahlenexposition der Bevölkerung infolge der Freigabe von Eisenmetallschrott aus Kernkraftwerken zur schadlosen Verwertung
BMU-1989-222, Schriftenreihe Reaktorsicherheit und Strahlenschutz des BMU, ISSN 0724-3316, 1989
- [IAE 96] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY
Clearance Levels for Radionuclides in Solid Materials: Application of Exemption Principles (Interim Report for Comment)
IAEA-TECDOC-855, ISSN 1011-4289, Wien, 1996
- [IAE 98] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY
Clearance of materials resulting from the use of radionuclides in medicine, industry and research
TECDOC 1000, Vienna, 1998
- [IAE 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 12] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY
Exemption from Regulatory Control of Goods Containing Small Amounts of Radioactive Material
TECDOC 1679, Vienna, 2012
- [IAE 14] INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY
Radiation Protection and Safety of Radiation Sources: International Basic Safety Standards General Safety Requirements Part 3; No. GSR Part 3; Vienna, 2014
- [ICR 05] INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIOLOGICAL PROTECTION
Assessing dose of the representative person for the purpose of radiation protection of the public
ICRP Publication 101, approved by the Commission in September 2005
- [MER 12] MERK, R.
Numerical modeling of the radionuclide water pathway with HYDRUS and comparison with the IAEA model of SR 44
Journal of Environmental Radioactivity 105 (2012) 60-69

- [MER 13] MERK, R.; KRÖGER, H.; EDELHÄUSER-HORNUNG, L.; HOFFMANN, B.
PENELOPE-2008 Monte Carlo simulation of gamma exposure induced by ⁶⁰Co and NORM-radionuclides in closed geometries
Applied Radiation and Isotopes 82 (2013) 20–27
- [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, D.C., 2004
- [REI 04] REISENWEAVER, D. (IAEA)
International Atomic Energy Agency Activities in Decommissioning
Vortrag auf Workshop “Safe, Efficient, and Cost-Effective Decommissioning”
OECD/NEA, Rom, September 2004
- [SMU 15] SÄCHSISCHES STAATSMINISTERIUM FÜR UMWELT UND LANDWIRTSCHAFT
Merkpostenliste zum Antrag auf Genehmigung gemäß § 7 StrlSchV zum Umgang mit offenen radioaktiven Stoffen in der Nuklearmedizin
http://www.umwelt.sachsen.de/umwelt/download/strahlenschutz/Merkpostenliste_nuklearmedizinische_Diagnostik_130128.pdf
- [SNI 07] SNIFFER - SCOTLAND AND NORTHERN IRELAND FORUM FOR ENVIRONMENTAL RESEARCH
Dose Implications of Very Low-Level Radioactive Waste Disposal
Report for Project UKRSR09, Edinburgh, UK, 2007
www.sniffer.org.uk
- [SSK 88] BUNDESMINISTER FÜR UMWELT, NATURSCHUTZ UND REAKTORSICHERHEIT (HRSG.)
Strahlenschutzgrundsätze zur schadlosen Wiederverwertung und -verwendung von schwachradioaktivem Stahl und Eisen aus Kernkraftwerken
Empfehlung der Strahlenschutzkommission, verabschiedet am 1.10.1987, veröffentlicht im Bundesanzeiger Nr.9 vom 9.1.1988
- [SSK 92] BUNDESMINISTER FÜR UMWELT, NATURSCHUTZ UND REAKTORSICHERHEIT (HRSG.)
Strahlenschutzgrundsätze zur schadlosen Wiederverwertung und -verwendung von schwachradioaktivem Nichteisenmetall aus Kernkraftwerken
Empfehlung der Strahlenschutzkommission, verabschiedet am 10/11.12.1992, veröffentlicht im Bundesanzeiger Nr.79 1993

- [SSK 95A] BUNDESMINISTER FÜR UMWELT, NATURSCHUTZ UND REAKTORSICHERHEIT
Zur Festlegung von Freigabekriterien und Freigabeverfahren von Abfällen mit geringfügiger spezifischer Aktivität zur Beseitigung wie gewöhnliche Abfälle
Empfehlung der Strahlenschutzkommission (Entwurf), Stand 8.12.1994, Rundschreiben des BMU vom 16.2.1995
- [SSK 95B] BUNDESAMT FÜR STRAHLENSCHUTZ
Verfahren und Kriterien für die uneingeschränkte Freigabe von Stoffen mit geringfügiger Radioaktivität aus genehmigungspflichtigem Umgang
Entwurf einer Empfehlung der Strahlenschutzkommission, Stand 8.12.95
Geschäftsstelle der Strahlenschutzkommission, Bonn
- [SSK 98] STRAHLENSCHUTZKOMMISSION
Freigabe von Materialien, Gebäuden und Bodenflächen mit geringfügiger Radioaktivität aus anzeige- und genehmigungspflichtigem Umgang
Empfehlung der Strahlenschutzkommission, verabschiedet auf der 151. Sitzung im Februar 1998
- [SSK 13] STRAHLENSCHUTZKOMMISSION
Ermittlung der Strahlenexposition
Empfehlung der Strahlenschutzkommission, verabschiedet auf der 263. Sitzung der Strahlenschutzkommission am 12. September 2013
- [THI 10A] THIERFELDT, S.; BARTHEL, R.; WÖRLEN, S.
Comparative Study of EC and IAEA Guidance on Exemption and Clearance Levels
Radiation Protection 157; Final Report of Contract TREN/07/NUCL/S07.76852
prepared on behalf of the European Commission by Brenk Systemplanung, Aachen, 2010
- [ULM 09] UNIVERSITÄT ULM, ZENTRALE VERWALTUNG
Ordnung zur Vermeidung und Entsorgung von Abfällen - Radioaktive Abfälle
aktualisierte Fassung von Oktober 2009, gültig für die gesamte Universität Ulm einschließlich Klinikum und angehängte Institute
https://www.uni-ulm.de/fileadmin/website_uni_ulm/zuv/zuv.dezVI/%C3%B6ffentlich/v-5/entsorgung/ordnung_radioaktivabf%C3%A4lle.pdf
- [UMZ 07] INSTITUT FÜR KERNCHEMIE DER JOHANNES-GUTENBERG-UNIVERSITÄT MAINZ
Strahlenschutzanweisung für den Umgang mit radioaktiven Stoffen in den Strahlenschutzbereichen im Institut für Kernchemie der Johannes-Gutenberg-Universität Mainz
Mainz, 2007
- [WAN 15] WANKE, C.; SOLLE, A.; BEHRENDT, R.; GEWORSKI, L. (MEDIZINISCHE HOCHSCHULE HANNOVER)
Entsorgung von Reststoffen aus einem Universitätsklinikum in Deutschland – Erfahrungen aus der Praxis
Vortrag auf der 8. Gemeinsamen Tagung des Österreichischen Verbandes für Strahlenschutz ÖVS und des Fachverbandes für Strahlenschutz e. V.; Publikationsreihe „Fortschritte im Strahlenschutz“, ISSN 1013-4506, Band FS-2015-171-T, S. 203

A. ANHANG A: BEGRÜNDUNG DER ABDECKENDEN SZENARIEN FÜR DIE UNEINGESCHRÄNKTE FREIGABE DER SSK-EMPFEHLUNG VON 1998

Der folgende, durch die beiden horizontalen Linien begrenzte Text ist Abschnitt 2 des Anhangs der SSK-Empfehlung von 1998 [SSK 98] entnommen. Hierin werden die Szenarien für die uneingeschränkte Freigabe vorgestellt und begründet. Verweise innerhalb der SSK-Empfehlung sind im originalen Wortlaut wiedergegeben (ohne Anpassung der Orthografie), wenngleich die jeweiligen Ziele des Verweises im Zitat nicht enthalten sind. In gleicher Weise werden Zitatverweise aus der SSK-Empfehlung im Text beibehalten, während die Zitate selbst nur in der Literaturliste von [SSK 98] aufgeführt sind.

Nach einer uneingeschränkten Freigabe ist der Verbleib der Materialien, im Gegensatz zu einer eingeschränkten Freigabe, nicht festgelegt. Daher ist eine Wiederverwertung, Wiederverwendung oder Beseitigung der Materialien nach der Freigabe möglich und demzufolge sind diese Möglichkeiten bei der Ableitung der Freigabekriterien zu berücksichtigen und es ist sicherzustellen, daß die Freigabewerte für die uneingeschränkte Freigabe gleich oder restriktiver als die Freigabewerte für die verschiedenen eingeschränkten Freigabemöglichkeiten sind.

In der vorliegenden Empfehlung spielen die empfohlenen Freigabewerte zur Rezyklierung (Einschmelzen) von Metallschrott (s. Abschnitt A4) und zur konventionellen Beseitigung von geringfügig radioaktiven Abfällen (s. Abschnitt A3) eine zentrale Rolle. Die vorherige Festlegung des Verbleibs wird aber oft nicht angestrebt bzw. ist gar nicht möglich, und neben Metallen und Abfällen stehen auch andere Materialien zur Freigabe an. Weiterhin kommen in der Praxis Fälle vor, in denen der Verbleib oder die weitere Behandlung nach der Freigabe nicht mit ausreichender Sicherheit bestimmt werden können. Deshalb ist die Festlegung von Freigabewerten für die uneingeschränkte Freigabe, die für eine möglichst große Klasse von Materialien und alle möglichen Verbleibe gelten, von essentieller Bedeutung, wie die folgenden Beispiele zeigen.

In vielen Fällen können Komponenten oder Geräte, die im Rahmen eines genehmigten Betriebs oder Umgangs eingesetzt worden sind, nach der Freigabe in ihrer ursprünglichen Funktion in einem anderen Betrieb oder im privaten Bereich wiederverwendet werden. Praktisch bedeutsame Beispiele sind Werkzeuge, Antriebe, Gerüste, Behälter, Pumpen und Geräte, die in Werkstätten eingesetzt werden.

Unter dem Begriff Wiederverwertung - im Gegensatz zur Wiederverwendung - wird der Einsatz von Stoffen als Sekundärrohstoff für die Herstellung neuen Materials bzw. neuer Produkte verstanden. Wichtige Beispiele hierfür sind der Einsatz von Metallschrott bei der Herstellung von metallischen Produkten sowie das Rezyklieren von Baureststoffen zu Baustoffen. Ein maßgeblicher Unterschied zur direkten Wiederverwendung besteht darin, daß die Stoffe im Herstellungsprozeß in der Regel mit unkontaminierten Ausgangsmaterialien vermischt werden, so daß im Endprodukt praktisch immer eine Reduktion der spezifischen Aktivität gegenüber der Freigabe eintritt.

Das radiologische Modell für die uneingeschränkte Freigabe muß die Strahlenexposition für alle o.g. Bereiche abdecken. Zur Herleitung der Freigabewerte für die uneingeschränkte Freigabe wurden deshalb abdeckende Szenarien für die Expositionswege Ingestion, Inhalation und äußere γ -Bestrahlung definiert. Das jeweils restriktivste der drei abdeckenden Szenarien wurde unter Einbeziehung des 10 μ Sv-Konzeptes herangezogen, um den nuklidspezifischen Freigabewert für die uneingeschränkte Freigabe festzulegen.

Aus den spezifischen Modellen zur Beseitigung (s. Kapitel 3) und zur Rezyklierung von Metallschrott (s. Kapitel 4) liegen allerdings für acht Radionuklide die so ermittelten Freigabewerte um einen Faktor 2 bis 7 niedriger als die aus den abdeckenden Szenarien abgeleitete Werte. Für diese 8 Ausnahmen wurden die niedrigeren Werte für die uneingeschränkte Freigabe übernommen. Die Freigabewerte

sind in Spalte 2 der Tabelle 1 angegeben. Sie sind ausnahmslos niedriger als die massenspezifischen Freigrenzen aus den EU-Strahlenschutzgrundnormen [EUR 96]. Trotz dieser Ausnahmen wird dennoch an der Bezeichnung „abdeckende Szenarien“ festgehalten.

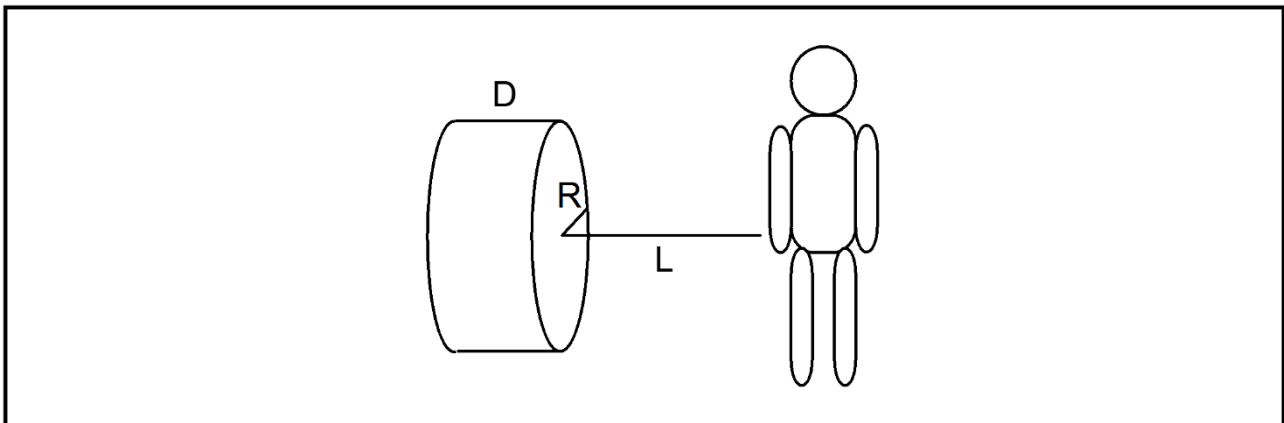
Im folgenden Abschnitt werden die drei abdeckenden Szenarien näher erläutert und begründet. Eine detaillierte Diskussion der abdeckenden Szenarien befindet sich in [DEC 96].

A.1 Abdeckendes Szenario zur äußeren Bestrahlung

Bei äußerer Bestrahlung durch Gammaquanten ergeben sich nach [DEC 94A] die höchsten Jahresdosen von Einzelpersonen, wenn ein großes Gerät, beispielsweise eine Drehbank oder ein Behälter, im beruflichen Bereich wiederverwendet wird, so daß ein Arbeiter sich während eines größeren Teils der Jahresarbeitszeit in der Nähe des Geräts aufhält. Dieses Expositionsszenario kann gemäß Abbildung A1 modelliert werden. Hier wird eine Exposition während der gesamten Jahresarbeitszeit unter Berücksichtigung des radioaktiven Zerfalls gegenüber einem Gegenstand aus Stahl ($\rho = 7,86 \text{ g/cm}^3$), der eine Masse von ca. 3 Mg hat, angenommen. Die Dosisleistung wird mit Hilfe einer Punkt-Kern-Integration unter Berücksichtigung der Massenschwächungskoeffizienten sowie der Dosisaufbaufaktoren für Stahl [FAW 93] berechnet (vgl. [DEC 96], [DEC 97]). Zur Konversion der Photon-Fluenz zur Dosis werden Konversionsfaktoren für eine Rotationsorientierung - basierend auf ICRP 60 - herangezogen [ZAN 92].

Die Größe der Quelle, der kurze Expositionsabstand und die lange Expositionszeit machen dieses Szenario zu einem abdeckenden Szenario für die äußere Bestrahlung. Gegenüber diesem Szenario sind weder bei Wiederverwendung noch bei Verwertung deutlich höhere Expositionen durch äußere Bestrahlung nach Freigabe zu erwarten [GÖR 89], [GÖR 90].

Abbildung A.1: Abdeckendes Szenario für die äußere Bestrahlung (Expositionszeit = 1.800 h/a, Radius $R = 0,5 \text{ m}$; Dicke $D = 0,5 \text{ m}$, Abstand zur exponierten Person $L = 1 \text{ m}$)



Der Gegenstand im Szenario hat eine Dichte von $7,86 \text{ g/cm}^3$ (Stahl). Bei der Verwendung von Gegenständen geringerer Dichte, z.B. aus Aluminium, Plastik, Holz, Beton usw., würde sich bei gleicher spezifischer Aktivität eine geringere Dosis ergeben. Eine höhere Dichte ist nur bei Blei, Kupfer oder anderen Edelmetallen möglich und führt zu unwesentlich höheren Dosen [GÖR 90], wobei große Gegenstände aus diesen Werkstoffen in Verbindung mit einer entsprechenden Exposition nicht zu erwarten sind. Daher kann das Szenario nicht nur für Gegenstände aus Stahl, sondern für jegliche Gegenstände als abdeckend angesehen werden.

Durch die Verwertung bzw. Beseitigung von Feststoffen, wie z.B. Metall oder Beton, wird das Eingangsmaterial zwangsläufig mit anderen Rohstoffen bzw. Abfällen vermischt. Dadurch besitzt das Endprodukt gegenüber den freigegebenen Feststoffen eine geringere spezifische Aktivität. Solche Prozesse sind auf ihre radiologischen Auswirkungen hin eingehend untersucht worden ([GÖR 89],

[GÖR 90], [DEC 93], [JOH 94], [KIS 94], [POS 95]). Da das oben angegebene abdeckende Szenario ohne Vermischung gerechnet wurde, hat es auch für alle anderen Szenarien der Direktstrahlung mit Produkten aus rezykliertem Material oder für die Beseitigung des Feststoffs abdeckenden Charakter. Selbst die Freigabe von Metall nach dem Einschmelzen, bei der auch das Fehlen einer Vermischung möglich ist, wird durch dieses Szenario abgedeckt [DEC 94B]. Für andere Feststoffe ist es z.Zt. nicht möglich, ohne Beimischung anderer Rohmaterialien ein nutzbares Endprodukt herzustellen, so daß unverdünnte rezyklierte Produkte nur bei Metall vorkommen können.

Aufgrund der Ansammlung sehr großer Feststoffmengen (mit Massen, die wesentlich größer als 3 Mg sind) muß z.B. auf der Deponie, auf dem Schrottplatz und bei der Baureststoffverwertung mit Expositionen gerechnet werden:

- Beim Schrotthändler wird der Metallschrott mit einem Durchsatz von ca. 10 Mg/h und mehr verarbeitet. Nimmt man an, daß ein einziger Schrotthändler einige 1.000 Mg/a schwach radioaktiven Schrotts erhält, führt dies zu einer jährlichen Gesamtexpositionszeit von einigen 100 h/a. Bei einem durchschnittlichen Abstand von mehr als 3 m ist die Exposition durch Direktstrahlung im Vergleich zu dem oben angegebenen abdeckenden Szenario sehr klein. In [GÖR 89] wurde gezeigt, daß gegenüber der Produktnutzung (nach Einschmelzen mit Vermischung) die Schrottbearbeitung stets zu kleineren Dosen durch äußere Bestrahlung führt.
- Wie beim Schrotthändler ist auch beim Einschmelzen von Metallschrott mit einem hohen Durchsatz zu rechnen, so daß die Strahlenexpositionen auch hier gering bleiben werden. Für einige Radionuklide findet eine Aufkonzentration im Staub und in der Schlacke statt. Szenarien, die die äußere Bestrahlung von Schlacken und Stäuben beschreiben, wurden eingehend in [EUR 97] untersucht. Ein Vergleich mit den Ergebnissen aus [EUR 97] zeigt, daß das Szenario in der Abbildung A1 auch solche Expositionen abdeckt.
- Baureststoffe, insbesondere Beton, werden zu neuen Zuschlagstoffen verarbeitet. In einer wirtschaftlichen Betonaufbereitungsanlage werden ca. 100 Mg/h verarbeitet. Selbst bei mehreren 1000 Mg/a Bauschutt aus der Stilllegung eines Kernkraftwerks wird daher maximal eine Expositionszeit von nur ca. 100 h/a verursacht. Da hier davon ausgegangen werden kann, daß die Expositionsabstände größer als 1 m sind, ist es verständlich, daß das abdeckende Szenario zur äußeren Bestrahlung auch für solche Expositionen abdeckend ist [JOH 94].
- Auch bei der Beseitigung können große Feststoffmengen zusammenkommen. Typische Einbauraten für den Deponiebetrieb liegen im Bereich zwischen 20 und 50 Mg/h, so daß selbst bei der Beseitigung von mehreren 1000 Mg/a die Expositionszeiten im Bereich von 100 h/a begrenzt bleiben werden. Daher ist das abdeckende Szenario zur äußeren Bestrahlung auch für solche Expositionen abdeckend [DEC 93], [POS 95], [DEC 97].
- Neben den Metallen und Baustoffen fallen z.B. bei Betrieb und Stilllegung von Kernkraftwerken weitere Feststoffe an, allerdings in bedeutend geringeren Mengen. Beispiele für derartige Stoffe sind Glaswolle, Asbest, Textilien, Plastik, Gummi, Glas und vieles mehr. Für diese Stoffe wurde die Verwertung bisher nicht im Einzelnen untersucht. Es ist jedoch aufgrund der im Vergleich zu Metallen und Baustoffen sehr viel geringeren Mengen davon auszugehen, daß sich bei der Verwertung entsprechend kürzere Expositionszeiten ergeben, als sie im abdeckenden Szenario angegeben sind. Weiterhin ist zu berücksichtigen, daß die sonstigen Feststoffe im Vergleich zu Metallen und Baustoffen zum Teil schwer bzw. gar nicht rezyklierbar sind und daher überwiegend beseitigt werden, u.a. durch Verbrennung (thermische Verwertung). Dabei sind durch äußere Bestrahlung deutlich geringere Expositionen als durch das abdeckende Szenario zu erwarten [DEC 93], [POS 95], [DEC 97].

A.2 Abdeckendes Szenario zur Inhalation

Die Exposition durch Inhalation von Aktivität, die z.B. durch Nutzung, Verarbeitung oder Beseitigung der Feststoffe zur Suspension in Luft erzwungen wurde, wurde für die Verwertung von Metall ([KIS 94], [GAR 96], [EUR 97]) und Baureststoffen ([JOH 94], [HAS 95]), für die Beseitigung von Abfällen ([ASS 93], [DEC 93], [POS 95], [DEC 97]) sowie für die direkte Wiederverwendung von Gegenständen ([DEC 94A], [EUR 97]) untersucht. Das folgende Szenario:

Expositionszeit: 1.800 h/a,
Atemrate: 1,2 m³/h und
Staubkonzentration: 1 mg/m³

deckt die ungünstigsten Inhalationsszenarien aus den erwähnten Untersuchungen ab.

Zur Inhalation von resuspendierter Aktivität kann es insbesondere dann kommen, wenn Feststoffe bearbeitet werden, beispielsweise beim Brennschneiden von Metallen sowie bei der Aufbereitung von Bauschutt. Das abdeckende Szenario gilt für eine exponierte Person, die ganzjährig mit unvermischten, schwach radioaktiven Feststoffen arbeitet. Die gewählte Staubkonzentration ist als konservativ zu bewerten, da angenommen wird, daß der Staub nur vom freigegebenen Feststoff stammt. Es kann zwar in verschiedenen Anwendungsbereichen kurzfristig zu höheren Staubkonzentrationen kommen, allerdings ist dies für den Jahresmittelwert nicht zu erwarten. Durch die lange Expositionszeit und die Höhe der mittleren Staubkonzentration werden auch mögliche Aufkonzentrationseffekte implizit abgedeckt [DEC 93], [KIS 94], [EUR 97] (s. Abschnitt A2.3 und A3.1.2).

Bei freigegebenen Gegenständen sind in der Praxis deutlich geringere Expositionszeiten zu erwarten, da es sich hierbei in der Regel um Zeiten für Reparaturen und Umbauten an einem Gerät handelt. Mit der hier angesetzten Expositionszeit werden auch Arbeiten an mehreren Geräten, wie sie z.B. bei der Zerlegung im Rahmen der Schrottverwertung oder bei der Aufbereitung großer Mengen Bauschutt auftreten, mit abgedeckt.

Bei der Verwertung von Produktionsrückständen, z. B. Metallschlacke, ist mit einer deutlichen Vermischung mit nicht kontaminiertem Material zu rechnen, so daß das Szenario auch solche Expositionen abdeckt [KIS 94].

Wegen der kleineren zu erwartenden Aufkommen sind auch hier, entsprechend den Ausführungen im Abschnitt A2.1, höhere Expositionen durch Inhalation resuspendierter Aktivität bei der Verwertung von sonstigen Feststoffen gegenüber der Verwertung von Bau- und metallischen Feststoffen nicht zu erwarten.

Entscheidend für die Individualdosen durch Inhalation von erzwungener suspendierter Aktivität beim Metallschrott sowie bei Gegenständen ist in der Mehrzahl der Fälle die Oberflächenaktivität. Sowohl für Metallschrott ([KIS 94], [GAR 96]) als auch für Gegenstände ([DEC 94A], [EUR 97]) wurde gezeigt, daß bei der Einhaltung der Grenzwerte der Flächenkontamination gemäß Tabelle 2 der Richtwert von 10 µSv/a eingehalten wird.

A.3 Abdeckendes Szenario zur Ingestion

In Anlehnung an Szenarien, die eine Ingestion über Verschmutzungen der Hände und den Kontakt von Händen und Mund beschreiben, wird als abdeckendes Ingestionsszenario eine inkorporierte Menge von 20 g/a ohne Vermischung angenommen. Auch hierbei handelt es sich bezüglich der Menge um einen konservativen Ansatz, wie in [DEC 94A], [EUR 97] und [IAE 92] gezeigt wird.

Wie bereits erwähnt, kann eine Reihe von Prozessen dazu führen, daß die spezifische Aktivität in dem ingestierten Material gegenüber dem freigegebenen Material erhöht ist. Da die Aktivität meist als Oberflächenkontamination vorliegt, ist beim Transfer des oberflächenanhaftenden Schmutzes auf

dem Gegenstand über die Hand zum Mund zu erwarten, daß die spezifische Aktivität des Schmutzes gegenüber der mittleren spezifischen Aktivität des Gegenstandes selbst deutlich erhöht ist. Auch während der Rezyklierungsprozesse, wie z.B. dem Einschmelzen von Metallschrott, kann es zu nicht unerheblichen Aufkonzentrationen in den Rückständen (Staub und Schlacke) kommen. Um solche Aufkonzentrationsprozesse abdeckend zu beschreiben, wird beim Ingestionsszenario ein Aufkonzentrationsfaktor von 10 für alle Radionuklide unterstellt.

B. ANHANG B: GRAPHISCHE DARSTELLUNG ZUR NUTZUNG DER SZENARIEN FÜR DIE NEUEN FREIGRENZEN UND FREIGABEWERTE

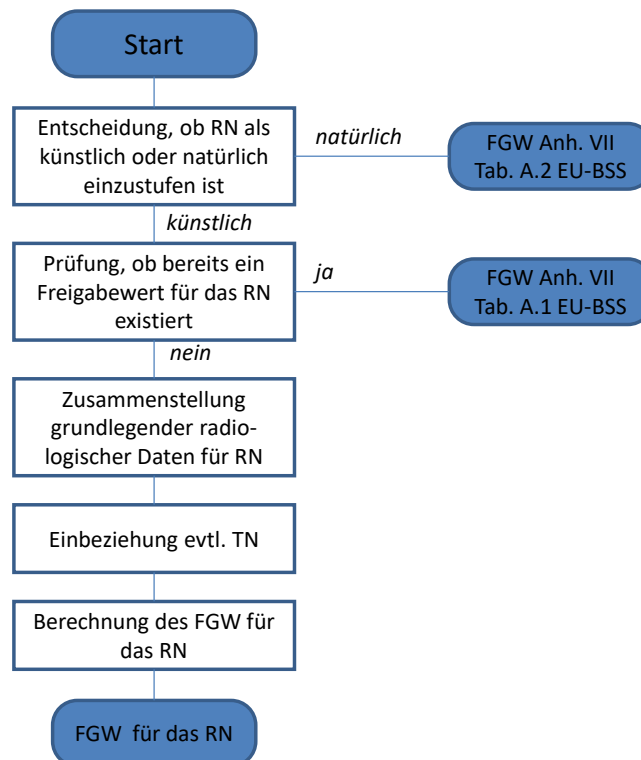
Dieser Anhang stellt die Szenarien aus Safety Report 44 [IAE 05] zusammen, die den neuen Freigrenzen und Freigabewerte gem. Anh. VII Tab. A Teil 1 EU-Grundnormen [EUR 13] zugrunde liegen. Hierbei wird auch die grundlegende Unterscheidung zwischen Radionukliden künstlichen und natürlichen Ursprungs einbezogen.

B.1 Übersicht der Modellierung

B.1.1 Grundlegende Struktur der Modellierung

Die grundlegende Struktur der Modellierung in Safety Report 44 [IAE 05] ist Abbildung B.1 dargestellt. Die folgenden Abschnitte führen im Sinne dieses Entscheidungsbaums durch alle Ebenen der Modellierung in Safety Report 44. Dargestellt wird der Prozess zur Herleitung von Freigabewerten für ein Radionuklid. Zunächst ist zu unterscheiden, ob das Radionuklid als künstlich oder natürlich im Sinne von Safety Report 44 anzusehen ist. Ist es als künstlich einzuordnen, ist zu prüfen, ob bereits ein Freigabewert berechnet wurde. Wenn dem nicht so ist, sind die grundlegenden Daten zusammenzustellen, die für eine nachträgliche Berechnung benötigt werden. Es ist dann zu prüfen, ob das Radionuklid Tochternuklide aufweist und zu welchem Anteil diese im Falle der Freigabe vorliegen können. In diesem Zusammenhang ist zu prüfen, ob für alle diese Tochternuklide die notwendigen radiologischen Daten verfügbar sind bzw. ob diese ergänzt werden müssen. Daran anschließend ist der Freigabewert für das Radionuklid zu berechnen.

Abbildung B.1: grundlegende Struktur der Modellierung in Safety Report 44



Diese Schritte werden in den folgenden Unterabschnitten im Detail beschrieben. Es werden die folgenden Abkürzungen verwendet:

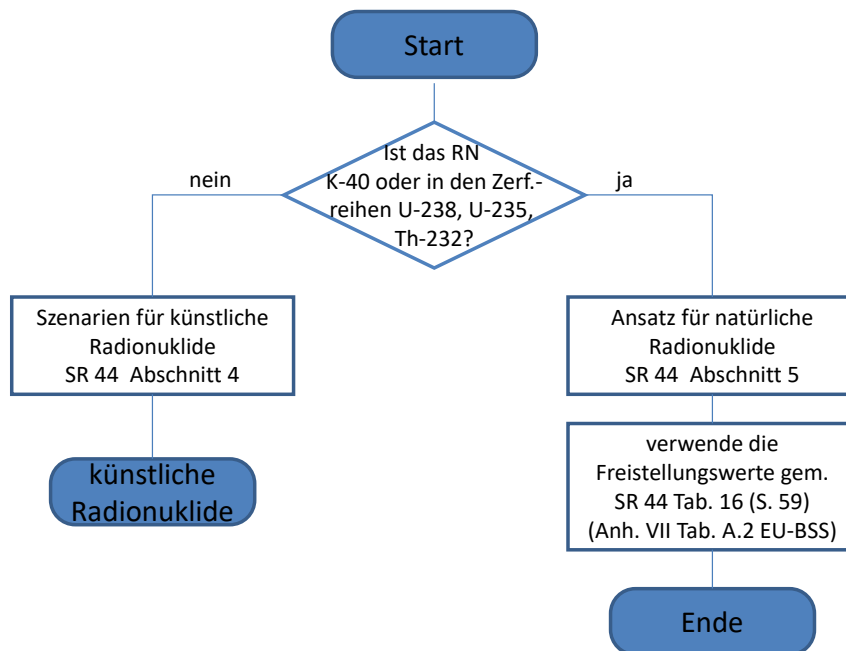
RN: Radionuklid
TN: Tochternuklid

FGW: Freigabewert
EU-BSS: neue Strahlenschutz-Grundnormen der EU [EUR 13]
SR 44: Safety Report 44 [IAE 05]

B.1.2 Schritt 1: Zuordnung des Radionuklids als natürlichen und künstlichen Ursprungs

Im ersten Schritt ist gemäß Abbildung B.2 zu unterscheiden, ob das Radionuklid als „natürlichen“ oder „künstlichen“ Ursprungs einzuordnen ist. Wenn es sich um ein als „natürlich“ einzustufendes Radionuklid handelt, sind die Freigabewerte aus Tab. 16 von Safety Report 44 anzuwenden, die denjenigen in Anh. VII Tab. A.2 der EU-Grundnormen [EUR 13] entsprechen, und das Verfahren ist beendet. Andernfalls ist das Radionuklid als „künstlich“ einzustufen und mit dem nächsten Schritt fortzufahren.

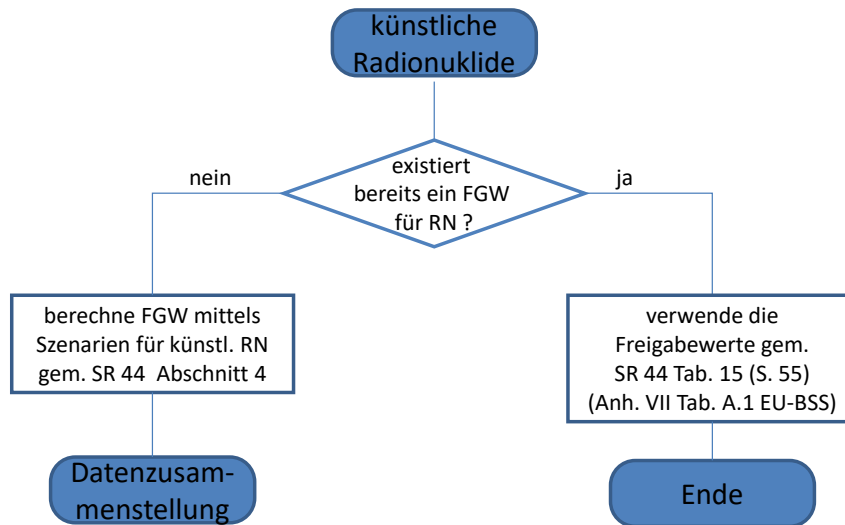
Abbildung B.2: Schritt 1: Einordnung des Radionuklids als „natürlichen“ oder „künstlichen“ Ursprungs



B.1.3 Schritt 2: Prüfung auf Vorliegen eines Freigabewerts für künstliche Radionuklide

Im zweiten Schritt ist gemäß Abbildung B.3 zu prüfen, ob für das betreffende Radionuklid bereits ein Freigabewert in Safety Report 44 vorliegt. Ist dies der Fall, ist der Wert aus Tab. 15 von Safety Report 44 zu übernehmen, der dem Wert in Anh. VII Tab. A Teil 1 der EU-Grundnormen [EUR 13] entspricht, und das Verfahren ist beendet. Andernfalls ist mit der Berechnung eines neuen Freigabewerts fortzufahren.

Abbildung B.3: Schritt 2: Prüfung auf Vorliegen eines Freigabewerts für das betreffende Radionuklid



B.1.4 Schritt 3: Zusammenstellung der radiologischen Daten für das Radionuklid

Im dritten Schritt sind gemäß Abbildung B.4 die notwendigen radiologischen Daten für die weiteren Berechnungen zunächst für das betreffende Radionuklid zusammenzustellen. Es ist dann zu prüfen, ob das Radionuklid Tochternuklide aufweist, die gemäß Safety Report 44 einzubeziehen sind (relevante Tochternuklide). In diesem Fall sind die radiologischen Daten aus den Anhängen von Safety Report 44 für das/die Tochternuklid/e zu übernehmen.

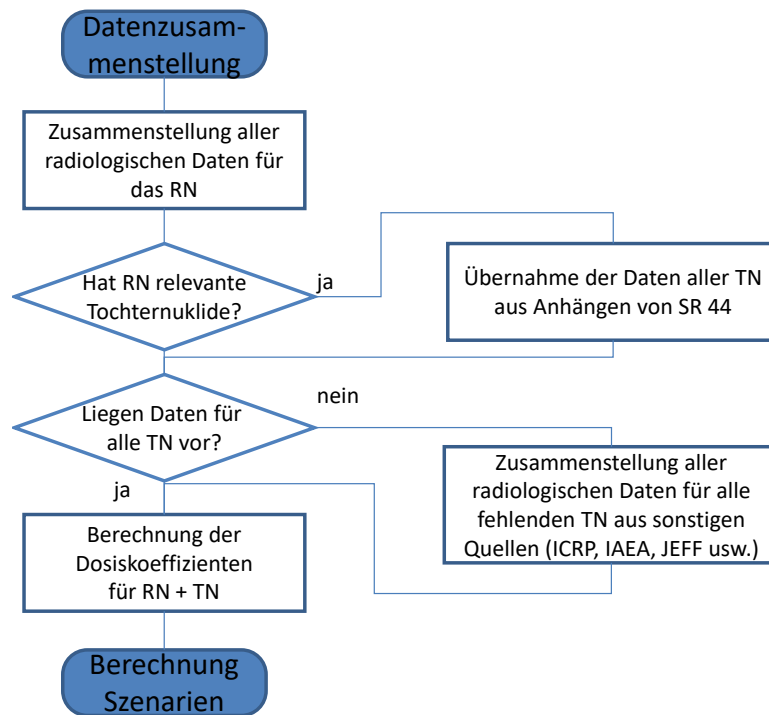
Es ist dann zu prüfen, ob für alle einzubeziehenden Tochternuklide die radiologischen Daten in Safety Report 44 vorliegen. Ist dies nicht der Fall, sind diese aus Primärquellen zu ergänzen, wobei die hierzu geeigneten Quellen in Safety Report 44 beschrieben sind.

Anschließend sind die Dosiskoeffizienten zunächst getrennt für das Radionuklid und sein/e Tochternuklid/e zu berechnen. Es sind ebenfalls die Aktivitätsanteile zu berechnen, mit denen das/die Tochternuklid/e zusammen mit dem Radionuklid bei der Freigabe vorliegen werden. Das Verfahren hierzu ist in Safety Report 44 im Detail beschrieben.

Aus den einzelnen Dosiskoeffizienten von Radionuklid und Tochternuklid/en sind die Dosiskoeffizienten für alle Szenarien zu berechnen. Diese ergeben sich als Summe aus den Dosiskoeffizienten des Radionuklids und den mit den Aktivitätsanteilen gewichteten Dosiskoeffizienten des/r Tochternuklid/e.

Es liegen nun alle Daten vor, um im nächsten Schritt den gesuchten Freigabewert zu berechnen.

Abbildung B.4: Schritt 3: Zusammenstellung der radiologischen Daten für das Radionuklid



B.1.5 Schritt 4: Berechnung des Freigabewerts für das Radionuklid

Im vierten Schritt ist gemäß Abbildung B.5 der Freigabewert in einem mehrstufigen Verfahren zu berechnen. Grundsätzlich ist hierbei in zwei parallelen Berechnungssträngen für die „realistischen“ Szenarien, die auf Basis des Dosisrichtwerts $10 \mu\text{Sv}$ im Kalenderjahr bewertet werden, und für die „unwahrscheinlichen“ Szenarien, die auf Basis des Dosisgrenzwerts 1mSv im Kalenderjahr bewertet werden, vorzugehen.

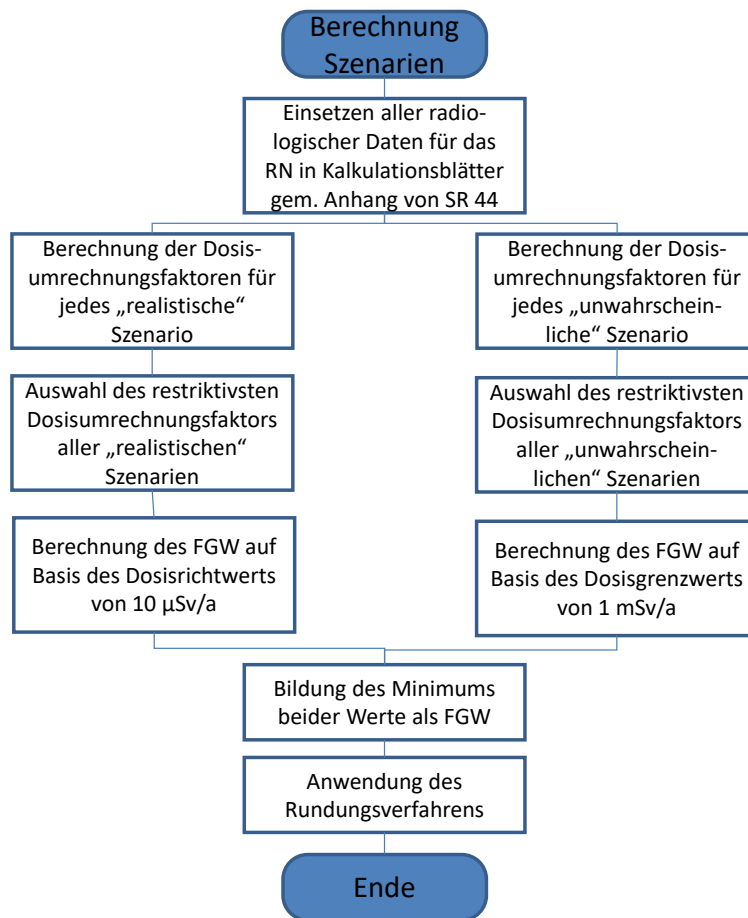
In beiden Strängen werden zunächst die Dosisumrechnungsfaktoren für alle „realistischen“ und alle „unwahrscheinlichen“ Szenarien berechnet. Diese geben an, mit welcher Dosis bei Vorliegen der Einheitsaktivität 1Bq/g zu rechnen ist.

Aus diesen beiden Listen von Dosisumrechnungsfaktoren ist jeweils der restriktivste Dosisumrechnungsfaktor zu wählen. Dieser gehört zu dem für das betreffende Radionuklid führenden Szenario der jeweiligen Gruppe.

Hieraus ist jeweils der Freigabewert zu ermitteln, der sich für die Gruppe der „realistischen“ Szenarien und für die Gruppe der „unwahrscheinlichen“ Szenarien ergeben würde. Von beiden Werten ist der Minimalwert zu wählen und auf diesen ist das in Safety Report 44 beschriebene Rundungsverfahren anzuwenden.

Der auf diese Weise ermittelte Wert ist als Freigabewert für das betreffende Radionuklid zu wählen.

Abbildung B.5: Schritt 4: Berechnung des Freigabewerts für das Radionuklid

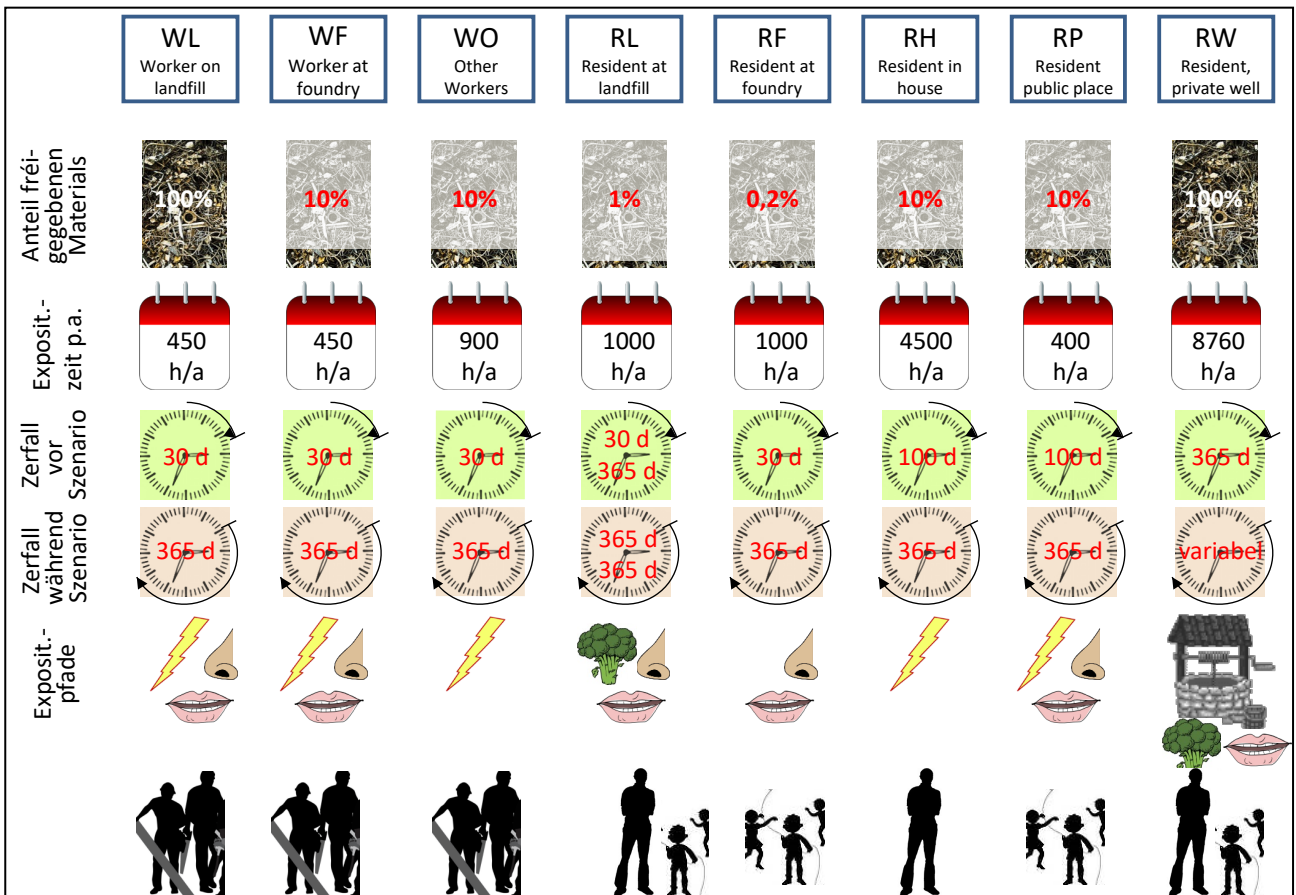


B.2 Übersicht der Szenarien

In diesem Abschnitt von Anhang B wird eine weitere Aufschlüsselung der Szenarien in Safety Report 44 [IAE 05] bzgl. der Beiträge der verschiedenen Expositionspfade vorgenommen. Dargestellt wird die Matrix aus den betrachteten Szenarien und den wesentlichen Parametern, die diese Szenarien bestimmen. Dies sind:

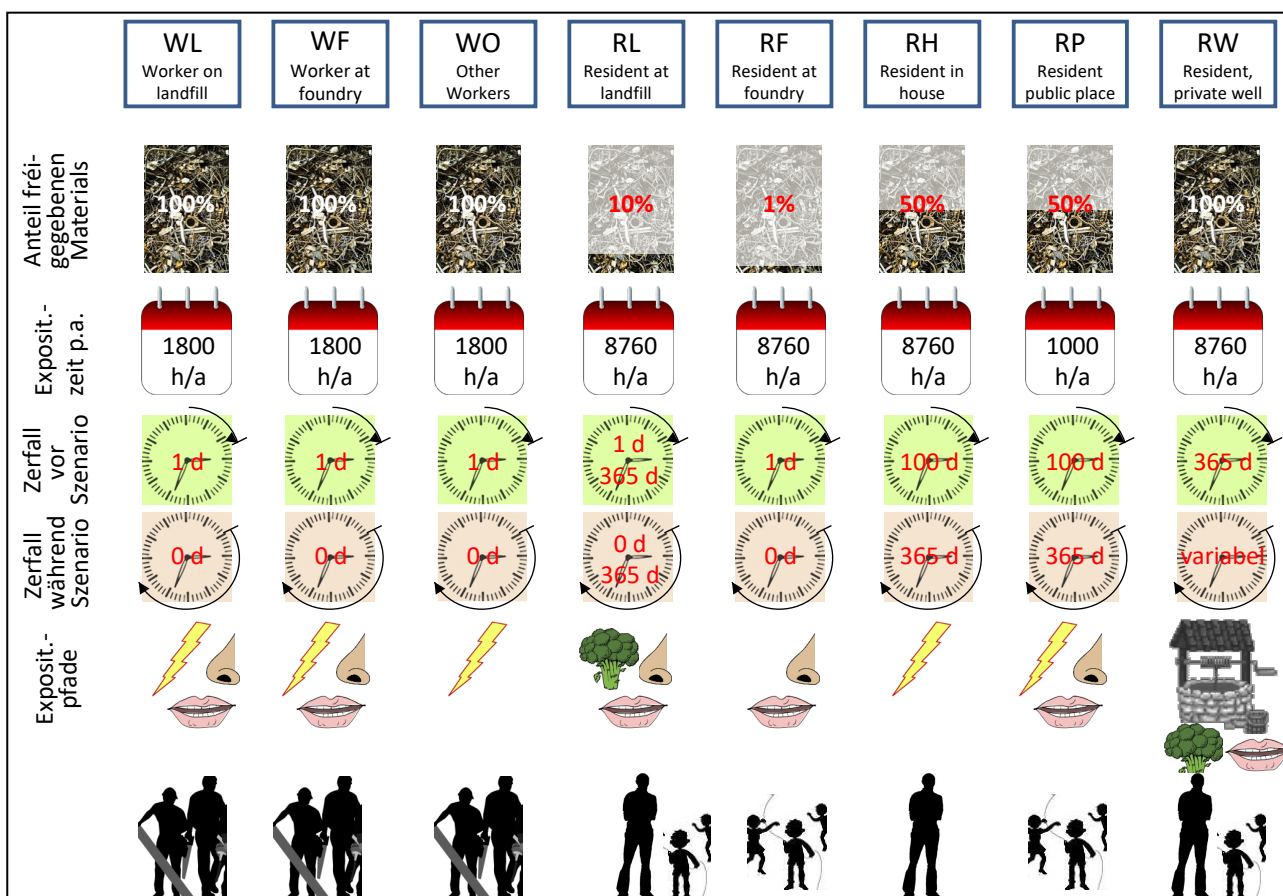
- Der Anteil des freigegebenen Materials an dem Gesamtmaterial, das die Exposition verursacht. 100 % bedeutet, dass ausschließlich freigegebenes Material betrachtet wird. Aufkonzentrationsprozesse und Sekundärmaterial (Schlacke, Staub) werden aus Gründen der Übersichtlichkeit in den Grafiken nicht dargestellt.
- Die Expositionszeit für die betrachtete Personengruppe. 8.760 h/a entspricht hierbei einem ganzen Jahr.
- Die Zeit vor Beginn des Szenarios. Dies ist die Zeit, die zwischen erfolgter Abgabe des Materials von seinem Ursprung und dem Beginn der Exposition angenommen wird. Während dieser Zeit wird radioaktiver Zerfall betrachtet.
- Die Zeit während des Ablaufs des Szenarios. Dies ist die Zeit, während der der radioaktive Zerfall betrachtet wird.
- Expositionspfade. Dies sind die einbezogenen Expositionsarten für die betrachtete Personengruppe. Die Symbole stehen für externe Bestrahlung, Inhalation und Ingestion; das symbolisch abgebildete Gemüse kennzeichnet Lebensmittelanbau, der Brunnen den Grundwasserspfad.
- Personengruppe: Es werden Arbeiter sowie Erwachsene und Kinder unterschieden.

Abbildung B.6: Realistische Szenarien und wesentliche Parameter aus Safety Report 44



Der Vergleich mit Abbildung B.7 zeigt, dass sich die wesentlichen Unterschiede zwischen den realistischen und den unwahrscheinlichen Szenarien vor allem auf die numerischen Parameter (Anteile, Expositionszeiten und Zerfallszeiten sowie darüber hinaus auf sonstige, hier nicht dargestellte Werte) beziehen und nicht auf die grundlegenden Annahmen bzgl. Expositionspfaden, betrachteten Personengruppen usw.

Abbildung B.7: Unwahrscheinliche Szenarien und wesentliche Parameter aus Safety Report 44



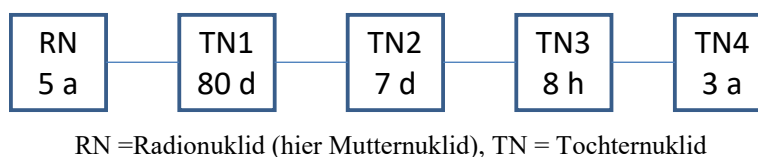
B.3 Vorgehensweise bzgl. der Einbeziehung der Tochternuklide

Die Vorgehensweise zur Einbeziehung der Tochternuklide bei der Berechnung des Freigabewerts für ein bestimmtes Radionuklid ist in Abschnitt 3.1.2 von Safety Report 44 [IAE 05] beschrieben. In diesem Zusammenhang sind zwei Fälle zu unterscheiden:

- die Einbeziehung von Tochternukliden bei der Berechnung von Dosisfaktoren und
- die Einbeziehung von Tochternukliden bei der Angabe von Freigabewerten.

Abbildung B.8 zeigt für das hier dargestellte Beispiel eine hypothetische Zerfallsreihe für ein Radionuklid, das vier Tochternukliden besitzt. Die Tochternukliden Nummer 1 bis 3 stehen weitgehend im radioaktiven Gleichgewicht mit dem Mutternuklid, da ihre Halbwertszeiten deutlich kürzer sind als die des Mutternuklids. Das Tochternuklid Nummer 4 hat dagegen wieder eine deutlich längere Halbwertszeit als die vorhergehenden Tochternuklide und baut sich daher während des radioaktiven Zerfalls nur zu einem geringen Anteil auf. Da es auch eine deutlich kürzere Halbwertszeit als das Mutternuklid hat, gelangt es nicht ins radioaktive Gleichgewicht mit diesem. Es soll betont werden, dass die im Beispiel gewählten Halbwertszeiten keine realen physikalischen und radiologischen Eigenschaften darstellen sollen, sondern nur der Verdeutlichung des Prinzips halber gewählt wurden.

Abbildung B.8: Beispiel für ein Mutternuklid mit vier Tochternukliden



Zunächst wird erläutert, wie Tochternuklide bei der Bildung von Dosisfaktoren für die Berechnung der radiologischen Szenarien zusammen mit dem Mutternuklid berücksichtigt werden.

Aus den in Abbildung B.8 gezeigten Beziehungen zwischen Radionuklid und Tochternukliden ergeben sich Faktoren f_1 , f_2 , f_3 und f_4 , mit denen die Beiträge der vier Tochternuklide zur Exposition in allen radiologischen Szenarien anteilig zusammen mit dem Beitrag des Radionuklids selbst berücksichtigt werden.

Der besseren Übersicht wegen werden im Folgenden nur die Dosiskoeffizienten für externe Bestrahlung, Inhalation und Ingestion für zwei Szenarien betrachtet. Es werden die in Tabelle B.1 aufgeführten Bezeichnungen verwendet, die sich an der Nomenklatur in Safety Report 44 orientieren. Mit den zusätzlichen Indices RN, TN1, TN2, TN3 und TN4 das Radionuklid selbst sowie seine vier Tochternuklide unterschieden. Mit den zusätzlichen Indices Sz1 und Sz2 werden die beiden betrachteten Szenarien im Hinblick auf die externe Bestrahlung unterschieden, da bei diesen Szenarien jeweils unterschiedliche Bestrahlungsgeometrien betrachtet werden. Eine derartige Unterscheidung ist bei Inhalation und Ingestion nicht notwendig, da es sich hier jeweils um die Dosiskoeffizienten aus Anhang III der EU-Grundnormen von 1996 [EUR 96] handelt. Von diesen wird hier vereinfachend nur eine Altersklasse betrachtet.

Tabelle B.1: Bezeichnungen für die Darstellung bzgl. der Einbeziehung von Tochternukliden bei den radiologischen Rechnungen in Safety Report 44

| | ext. Bestrahlung | Inhalation | Ingestion |
|-------------------------------|--|--|--|
| Dosiskoeffizienten Szenario 1 | $e_{ext,Sz1,RN}$ $e_{ext,Sz1,TN1}$ $e_{ext,Sz1,TN2}$ $e_{ext,Sz1,TN3}$ $e_{ext,Sz1,TN4}$ | $e_{inh,RN}$ $e_{inh,TN1}$ $e_{inh,TN2}$ $e_{inh,TN3}$ $e_{inh,TN4}$ | $e_{ing,RN}$ $e_{ing,TN1}$ $e_{ing,TN2}$ $e_{ing,TN3}$ $e_{ing,TN4}$ |
| Dosiskoeffizienten Szenario 2 | $e_{ext,Sz2,RN}$ $e_{ext,Sz2,TN1}$ $e_{ext,Sz2,TN2}$ $e_{ext,Sz2,TN3}$ $e_{ext,Sz2,TN4}$ | $e_{inh,RN}$ $e_{inh,TN1}$ $e_{inh,TN2}$ $e_{inh,TN3}$ $e_{inh,TN4}$ | $e_{ing,RN}$ $e_{ing,TN1}$ $e_{ing,TN2}$ $e_{ing,TN3}$ $e_{ing,TN4}$ |

Die Vorgehensweise zur Berechnung der Dosiskoeffizienten für jedes Szenario unter Einbeziehung der Beiträge des Radionuklids selbst sowie der vier Tochternuklide ist in Abbildung B.9 graphisch dargestellt.

Abbildung B.9: Berechnung der Dosiskoeffizienten für jedes Szenario unter Einbeziehung der Beiträge des Radionuklids selbst sowie der vier Tochternuklide

| | | RN | TN1 | TN2 | TN3 | TN4 |
|------------|------------------------|---------------------------------|--------------------------------------|--------------------------------------|--------------------------------------|--------------------------------------|
| Szenario 1 | $e_{\text{ext},Sz1} =$ | $1 \cdot e_{\text{ext},Sz1,RN}$ | $+ f_1 \cdot e_{\text{ext},Sz1,TN1}$ | $+ f_2 \cdot e_{\text{ext},Sz1,TN2}$ | $+ f_3 \cdot e_{\text{ext},Sz1,TN3}$ | $+ f_4 \cdot e_{\text{ext},Sz1,TN4}$ |
| | $e_{\text{inh}} =$ | $1 \cdot e_{\text{inh},RN}$ | $+ f_1 \cdot e_{\text{inh},TN1}$ | $+ f_2 \cdot e_{\text{inh},TN2}$ | $+ f_3 \cdot e_{\text{inh},TN3}$ | $+ f_4 \cdot e_{\text{inh},TN4}$ |
| | $e_{\text{ing}} =$ | $1 \cdot e_{\text{ing},RN}$ | $+ f_1 \cdot e_{\text{ing},TN1}$ | $+ f_2 \cdot e_{\text{ing},TN2}$ | $+ f_3 \cdot e_{\text{ing},TN3}$ | $+ f_4 \cdot e_{\text{ing},TN4}$ |
| Szenario 2 | $e_{\text{ext},Sz2} =$ | $1 \cdot e_{\text{ext},Sz2,RN}$ | $+ f_1 \cdot e_{\text{ext},Sz2,TN1}$ | $+ f_2 \cdot e_{\text{ext},Sz2,TN2}$ | $+ f_3 \cdot e_{\text{ext},Sz2,TN3}$ | $+ f_4 \cdot e_{\text{ext},Sz2,TN4}$ |
| | $e_{\text{inh}} =$ | $1 \cdot e_{\text{inh},RN}$ | $+ f_1 \cdot e_{\text{inh},TN1}$ | $+ f_2 \cdot e_{\text{inh},TN2}$ | $+ f_3 \cdot e_{\text{inh},TN3}$ | $+ f_4 \cdot e_{\text{inh},TN4}$ |
| | $e_{\text{ing}} =$ | $1 \cdot e_{\text{ing},RN}$ | $+ f_1 \cdot e_{\text{ing},TN1}$ | $+ f_2 \cdot e_{\text{ing},TN2}$ | $+ f_3 \cdot e_{\text{ing},TN3}$ | $+ f_4 \cdot e_{\text{ing},TN4}$ |

RN = Radionuklid (hier Mutternuklid), TN = Tochternuklid, Sz = Szenario

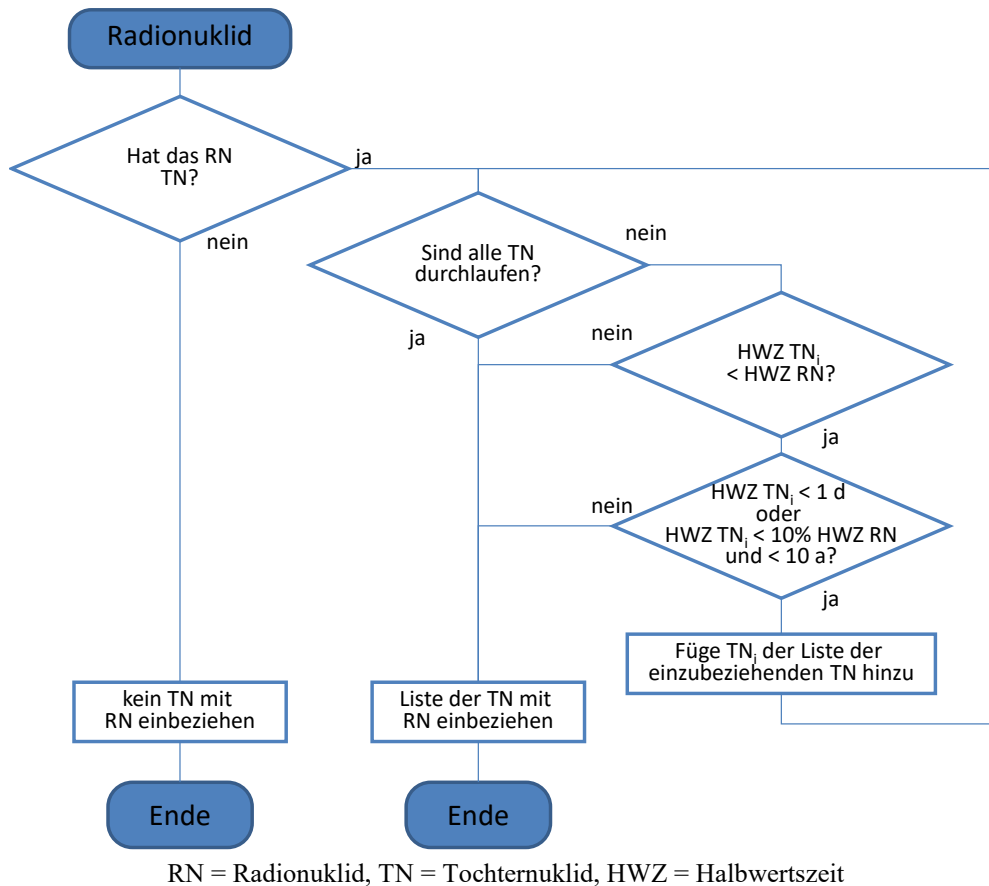
Aus dieser Darstellung ist ersichtlich, dass unabhängig von den Halbwertszeiten alle Tochternuklide in die radiologischen Rechnungen einbezogen werden. Hierdurch wird erreicht, dass die Nachbildung von Tochternukliden durch den radioaktiven Zerfall auch bei einer längeren Dauer der Szenarien radiologisch in keinem Fall vernachlässigt wird.

Neben der Einbeziehung von Tochternukliden bei der Berechnung der Szenarien ist auch der Fall zu betrachten, welche Tochternuklide bereits als vollständig mit dem Mutternuklid berücksichtigt gelten sollen. Kriterien für die vollständige Berücksichtigung von Tochternukliden sind in Abschnitt 3.1.2 von Safety Report 44 ausgeführt. Sie sind in Abbildung B.10 als Entscheidungsbaum dargestellt.

- Den Ausgangspunkt stellt ein Radionuklid dar. Wenn es keine Tochternuklide aufweist, ist die Prozedur beendet.
- Andernfalls wird eine Schleife über alle Tochternuklide durchlaufen. Ist kein weiteres Tochternuklid mehr vorhanden, wird die Prozedur beendet und alle bisher aufgenommenen Tochternuklide werden dem Freigabewert des Mutternuklids zugeschlagen.
- Für jedes Tochternuklid i wird zunächst geprüft, ob dessen Halbwertszeit kleiner ist als die des Mutternuklids. Ist dies nicht der Fall, wird die Prozedur beendet und alle bisher aufgenommenen Tochternuklide (bis $i-1$) werden dem Freigabewert des Mutternuklids zugeschlagen.
- Ist die Halbwertszeit des Tochternuklids kleiner ist als die des Mutternuklids, so wird als zweite Bedingung geprüft, ob die Halbwertszeit des Tochternuklids kleiner als 1 Tag ist oder ob die Halbwertszeit des Tochternuklids kleiner als 10% der Halbwertszeit des Mutternuklids und gleichzeitig kleiner als 10 Jahre ist. Ist dies nicht der Fall, wird die Prozedur beendet und alle bisher aufgenommenen Tochternuklide (bis $i-1$) werden dem Freigabewert des Mutternuklids zugeschlagen.
- Andernfalls wird das Tochternuklid i in die Liste der einzubeziehenden Tochternuklide aufgenommen und die Schleife wird mit dem nächsten Tochternuklid fortgesetzt.

Am Ende der Prozedur steht eine Liste von Tochternukliden, die vollständig im Freigabewert des Mutternuklids berücksichtigt sind.

Abbildung B.10: Schema für die vollständigen Berücksichtigung von Tochternukliden im Freigabewert des Mutternuklids gemäß Safety Report 44

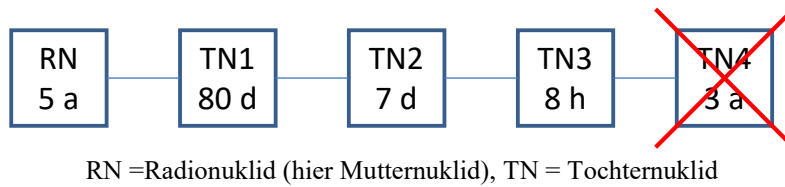


Diese Prozedur wird im Folgenden auf die in Abbildung B.11 dargestellten Halbwertszeiten der vier Tochternuklide angewendet:

- Das Radionuklid selbst besitzt eine Halbwertszeit von 5 a. Es hat 4 Tochternuklide.
- Das 1. Tochternuklid besitzt eine Halbwertszeit von 80 d. Diese ist kürzer als die seines Mutternuklids (das Radionuklid selbst) und außerdem kleiner als 10 % der Halbwertszeit des Mutternuklids sowie kleiner als 10 Jahre. Es wird somit in die Liste einbezogen.
- Das 2. Tochternuklid besitzt eine Halbwertszeit von 7 d. Diese ist kürzer als die seines Mutternuklids (das 1. Tochternuklid) und außerdem kleiner als 10 % der Halbwertszeit des Mutternuklids sowie kleiner als 10 Jahre. Es wird somit ebenfalls in die Liste einbezogen.
- Das 3. Tochternuklid besitzt eine Halbwertszeit von 8 h. Diese ist kürzer als die seines Mutternuklids (das 2. Tochternuklid) und außerdem kleiner als 1 d. Es wird daher ebenfalls in die Liste einbezogen.
- Das 4. Tochternuklid besitzt eine Halbwertszeit von 3 a. Diese ist zwar kürzer als die des Mutternuklids, ist aber weder kürzer als 1 d noch kürzer als 10 % der Halbwertszeit des Mutternuklids. Es wird daher nicht in die Liste einbezogen.

Das Ergebnis der dargestellten Auswertung des Kriteriums aus Safety Report 44 ist in Abbildung B.11 dargestellt. Als vollständig im Freigabewert des Radionuklids (Mutternuklid) berücksichtigt gelten daher nur die Tochternuklide 1 bis 3, während das Tochternuklid 4 separat zu berücksichtigen wäre, falls es im freigaberelevanten Radionuklidgemisch vorliegt.

Abbildung B.11: Erläuterung der Einbeziehung von Tochternukliden bei der Angabe von Freigabewerten zu einem Radionuklid



Wie die Darstellung in Abbildung B.9 zeigt, ist jedoch völlig unabhängig von der Einbeziehung mit dem Freigabewert jedes der 4 Tochternuklide (also auch das Tochternuklid Nr. 4) in die radiologischen Berechnungen in vollem Umfang einbezogen.

C. ANHANG C: GRAPHISCHE DARSTELLUNG ZUR ANWENDUNG DER EU-GRUNDNORMEN VON 2013

Dieser Anhang dient der Illustration der Anwendung der Regelungen zur Freistellung und Freigabe in den EU-Grundnormen [EUR 13]. Mit den folgenden Abbildungen wird dargestellt, welche Entscheidungspfade zu durchlaufen sind bzgl.

- der Formen der Überwachung,
- der Prüfung, ob eine Tätigkeit einer Form der Überwachung unterliegt,
- der Anwendung der verschiedenen Sätze von Freistellungswerten,
- der Freigabe von Reststoffen, die aus einer genehmigten Tätigkeit stammen.

Alle im Folgenden angegebenen Verweise auf Artikel und Anhänge beziehen sich auf die EU-Grundnormen [EUR 13].

C.1 Abstufung der regulatorischen Kontrolle gemäß der neuen EU-Grundnormen

Die Abstufung der regulatorischen Kontrolle für gerechtfertigte Tätigkeiten sind in den neuen EU-Grundnormen [EUR 13] in Abschnitt 2 von Kapitel V festgelegt und umfassen die Artikel 23 bis 30. Hierbei sind verschiedene Formen der Kontrolle vorgesehen, die als abgestuftes System zu verstehen sind. Der Prozess für die Entscheidung, welcher Form der Kontrolle für eine Tätigkeit anzuwenden ist, wird in Abbildung C.1 schematisch dargestellt.

Zunächst verdeutlicht die gelbe Fläche in Abbildung C.1, die in eine grüne Fläche eingebettet ist, dass der Regelungsbereich für die gerechtfertigten Tätigkeiten ein abgeschlossenes System darstellt. Ein Ausgang hieraus ist durch die Freistellung einer Tätigkeit möglich.

Grundsätzlich ist für jede gerechtfertigte Tätigkeit nach Art. 25 Abs. 1 zunächst eine Anzeigepflicht vorgesehen: *„Die Mitgliedstaaten sorgen dafür, dass für jede gerechtfertigte Tätigkeit, einschließlich der nach Artikel 23 ermittelten Tätigkeiten, eine Anmeldung vorgeschrieben ist.“*

Allerdings gilt gem. Art. 25 Abs. 1: *„Tätigkeiten können gemäß Artikel 26 von der Anmeldepflicht freigestellt werden.“* Art. 26 regelt die Bedingungen, unter denen eine Freistellung erfolgen kann. Ein Beschluss zur Freistellung einer Tätigkeit muss nach Art. 26 vom Mitgliedsstaat beschlossen werden und kann dann gem. der Kriterien in den Absätzen 1 und 2 freigestellt werden. Sofern hiervon das Material, mit dem in der Tätigkeit umgegangen wird, betroffen ist, greifen die Kriterien aus Abs. 1, ebenso für Geräte mit Strahlenquellen und für elektrische Geräte, die Dosisleistung erzeugen. Abs. 2 bezieht sich auf Freistellungen bestimmter Arten von Tätigkeiten, die auf Basis einer Bewertung durchgeführt worden sein muss. In jedem Fall bilden die allgemeinen Freistellungskriterien aus Anh. VII Nr. 3 die Grundlage für die Entscheidung.

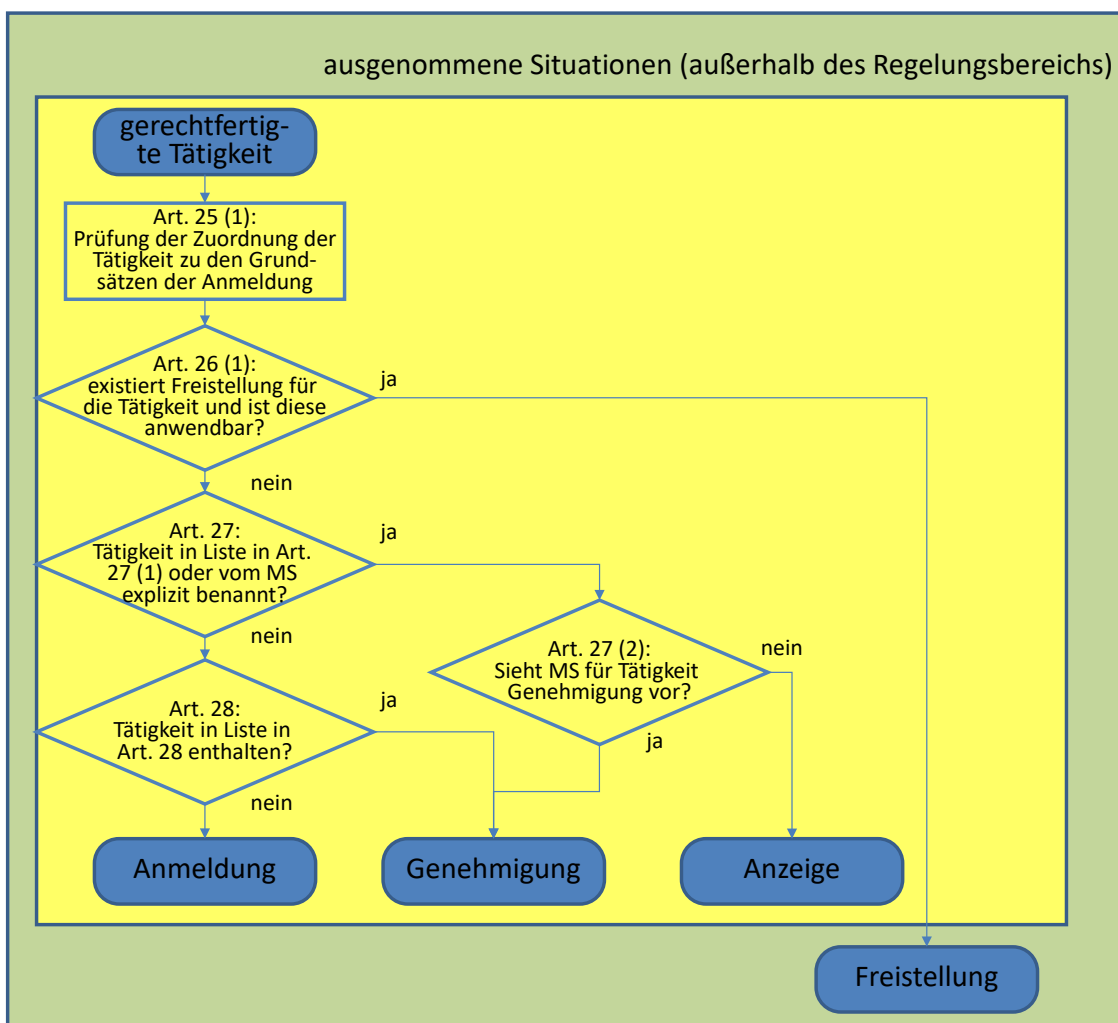
Als höhere Stufen der Kontrolle sind in Art. 27 Abs. 1 die Anzeige und die Genehmigung vorgesehen. Diese Stufen sind für bestimmte Arten von Tätigkeiten vorgeschrieben, kann nach Abs. 2 aber auch auf weitere Tätigkeiten ausgedehnt werden. Es handelt sich um

- „a) Betrieb von Strahlungsgeneratoren oder Beschleunigern oder die Verwendung von radioaktiven Strahlenquellen für medizinische Expositionen oder für Zwecke der nicht-medizinischen Bildgebung;
- b) Betrieb von Strahlungsgeneratoren oder Beschleunigern, mit Ausnahme von Elektronenmikroskopen, oder die Verwendung von radioaktiven Strahlenquellen für nicht unter Buchstabe a fallende Zwecke.“

Die höchste Stufe der Kontrolle ist die Genehmigung, die in Art. 28 explizit für eine Liste von Tätigkeiten vorgeschrieben ist. Es handelt sich um:

- „a) absichtliche Verabreichung radioaktiver Stoffe an Personen und, sofern der Strahlenschutz von Menschen betroffen ist, Tiere zum Zwecke der ärztlichen oder tierärztlichen Untersuchung, Behandlung oder Forschung;
- b) Betrieb und Stilllegung jeder kerntechnischen Anlage sowie Betrieb und Stilllegung von Uranbergwerken;
- c) absichtlicher Zusatz radioaktiver Stoffe bei der Produktion oder Herstellung von Verbraucherprodukten oder sonstigen Produkten, einschließlich Arzneimitteln, und Einfuhr solcher Produkte;
- d) Tätigkeiten im Zusammenhang mit einer hoch radioaktiven umschlossenen Strahlenquelle;
- e) Betrieb, Stilllegung und Schließung jeder Anlage zur langfristigen Zwischenlagerung oder zur Endlagerung radioaktiver Abfälle, einschließlich Anlagen, in denen radioaktive Abfälle für diesen Zweck gehandhabt werden;
- f) Tätigkeiten, bei denen erhebliche Mengen luftgetragener oder flüssiger radioaktiver Materialien an die Umwelt abgeleitet werden.“

Abbildung C.1: Abstufung der regulatorischen Kontrolle gemäß Art. 25 bis 28 der neuen EU-Grundnormen



(MS = Mitgliedsstaat der EU)

C.2 Prüfung, ob eine Tätigkeit einer Form der Überwachung unterliegen muss

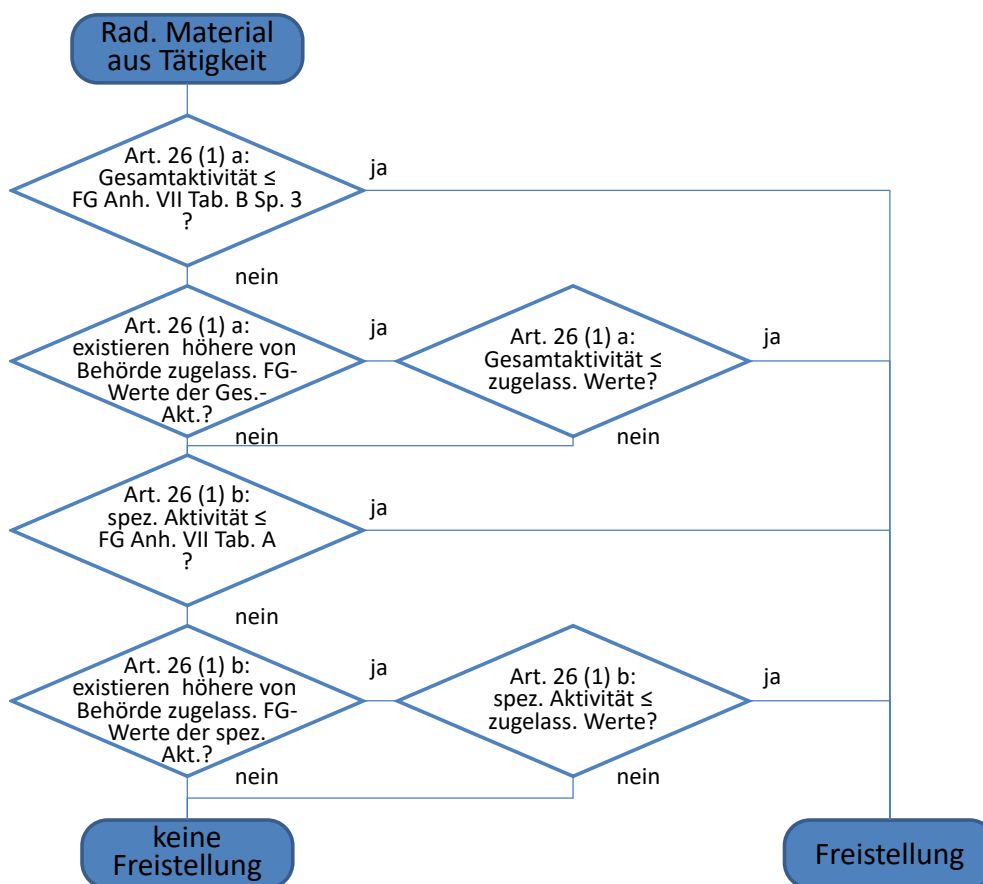
Abbildung C.2 stellt ein Ablaufschema dar bzgl. der Prüfung, ob eine Tätigkeit einer Form der Überwachung unterliegen muss. Es ist nach Art. 26 Abs. 1 Buchst. a zunächst zu prüfen, ob die Gesamtaktivität des Materials die Freigrenzen nach Anh. VII Tab. B Sp. 3 der Euratom-Grundnormen einhält. In diesem Fall erfolgt die Freistellung.

Ist dies nicht der Fall, ist nach Art. 26 Abs. 1 Buchst. a zu prüfen, ob es von der Behörde zugelassene Freigrenzenwerte der Gesamtaktivität gibt, die stattdessen anzuwenden sind. Liegen diese vor und werden sie eingehalten, erfolgt die Freistellung.

Andernfalls erfolgt auf gleiche Weise eine Prüfung der Einhaltung der Werte der massenbezogenen (spezifischen) Aktivität bzgl. der Freigrenzen nach Anh. VII Tab. A. Es kann sich hierbei sowohl um „künstliche“ als auch um „natürliche“ Radionuklide handeln, was jeweils die Anwendung der Werte in Anh. VII Tab. A Teil 1 bzw. Teil 2 bedingt. Sind diese Werte der massenbezogenen Aktivität eingehalten (oder existieren behördlich festgelegte alternative Werte und sind diese eingehalten), so erfolgt die Freistellung.

In allen anderen Fällen kann für das Material aus der Tätigkeit keine Freistellung erfolgen und es ist eine Überwachung notwendig.

Abbildung C.2: Ablaufschema bzgl. der Prüfung, ob eine Tätigkeit einer Form der Überwachung unterliegen muss



(FG = Freigrenze)

C.3 Anwendung der verschiedenen Sätze von Freistellungswerten

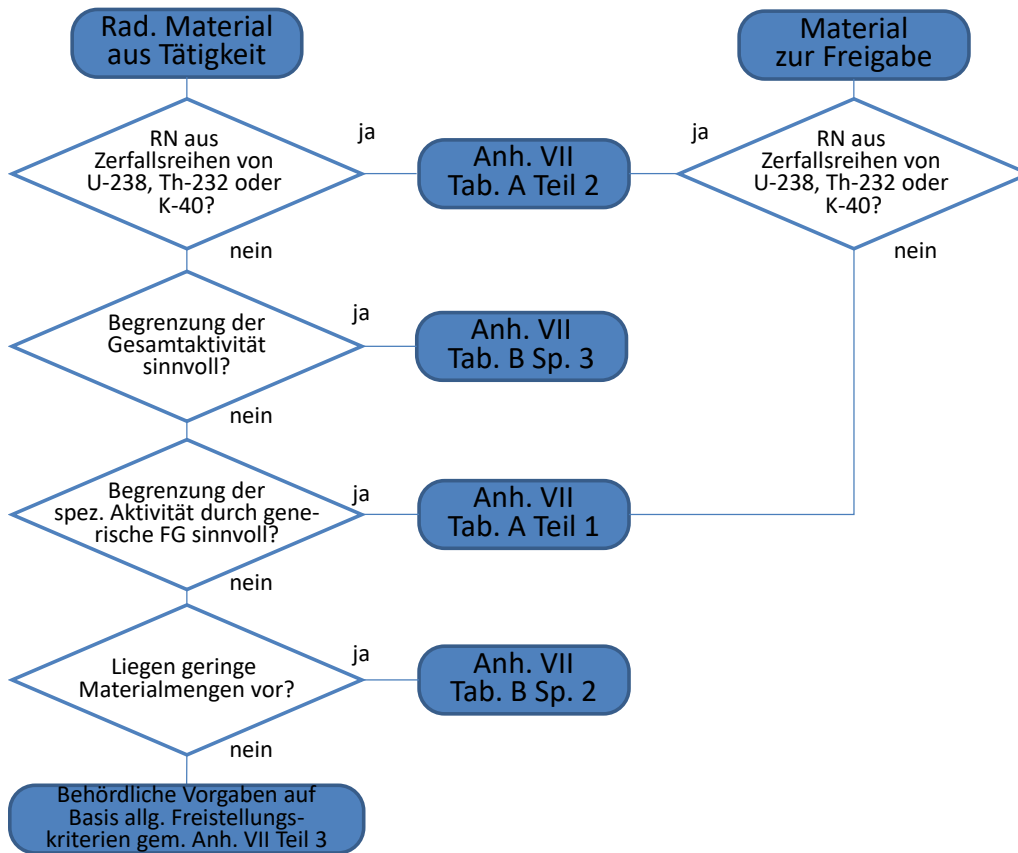
Abbildung C.3 zeigt ein Ablaufschema bzgl. der Auswahl der verschiedenen Sätze von Freistellungswerten. Da Teile der in Anh. VII aufgeführten Freistellungswerte sowohl relevant für die Freistellung von Material aus Tätigkeiten als auch relevant für die Freigabe sind, werden beide Entscheidungsstränge aufgeführt.

Im linken Teil der Abbildung ist Material gezeigt, das innerhalb einer (gerechtfertigten) Tätigkeit verwendet wird. Es ist zunächst zu unterscheiden, ob die Radionuklide in diesem Material als „natürlich“ oder „künstlich“ einzustufen sind. Als „natürlich“ gilt ein Radionuklid, wenn es sich um K-40 oder ein Nuklid der Zerfallsreihen von U-238 und Th-232 handelt. In diesem Fall sind die Werte aus Anh. VII Tab. A Teil 2 anzuwenden.

Handelt es sich nicht um natürliche, sondern künstliche Radionuklide, so sind andere Freistellungswerte vorzusehen. Hierbei ist nach Art. 26 Abs. 1 Buchst. a zunächst die Gesamtaktivität zu prüfen, für welche sich die Freistellungswerte in Anl. VII Tab. B Sp. 3 finden. Werden diese Werte nicht eingehalten, ist nach Art. 26 Abs. 1 Buchst. b die massenbezogene (spezifische) Aktivität mit den Freistellungswerten in Anh. VII Tab. A Teil 1 zu vergleichen. Werden auch diese Werte nicht eingehalten, kann im Falle des Vorliegens von geringen Materialmengen nach Art. 24 Abs. 2 geprüft werden, ob die Freigrenzen nach Anh. VII Tab. B Sp. 2 eingehalten sind. Liegen keine geringen Materialmengen vor, so können behördliche Vorgaben für die Freistellung zum Einsatz kommen, die auf Basis der allgemeinen Freistellungskriterien in Anh. VII Teil 3 festgelegt wurden.

Im rechten Teil der Abbildung ist die Auswahl gezeigt, die sich im Fall der Freigabe nach Art. 30 bietet. Ähnlich wie bei der Freistellung sind auch hier für den Fall des Vorliegens von „natürlichen“ Radionukliden die Werte aus Anh. VII Tab. A Teil 2 anzuwenden, andernfalls die Werte aus Anh. VII Tab. A Teil 1.

Abbildung C.3: Ablaufschema bzgl. der Anwendung der verschiedenen Sätze von Freistellungs-
werten



(RN = Radionuklid, FG = Freigrenze)

Für die Freigabe können die Mitgliedsstaaten darüber hinaus auch weitere Sätze von Freigabewerten einführen. Überdies gelten spezielle Regelungen für den Fall, dass „natürliche“ Radionuklide aus Tätigkeiten stammen, die auf der Basis der allgemeinen Freistellungskriterien in Anh. VII Teil 3 bewertet werden müssen. Hierauf wird in Abschnitt C.4 eingegangen.

C.4 Freigabe von Reststoffen aus einer genehmigten Tätigkeit

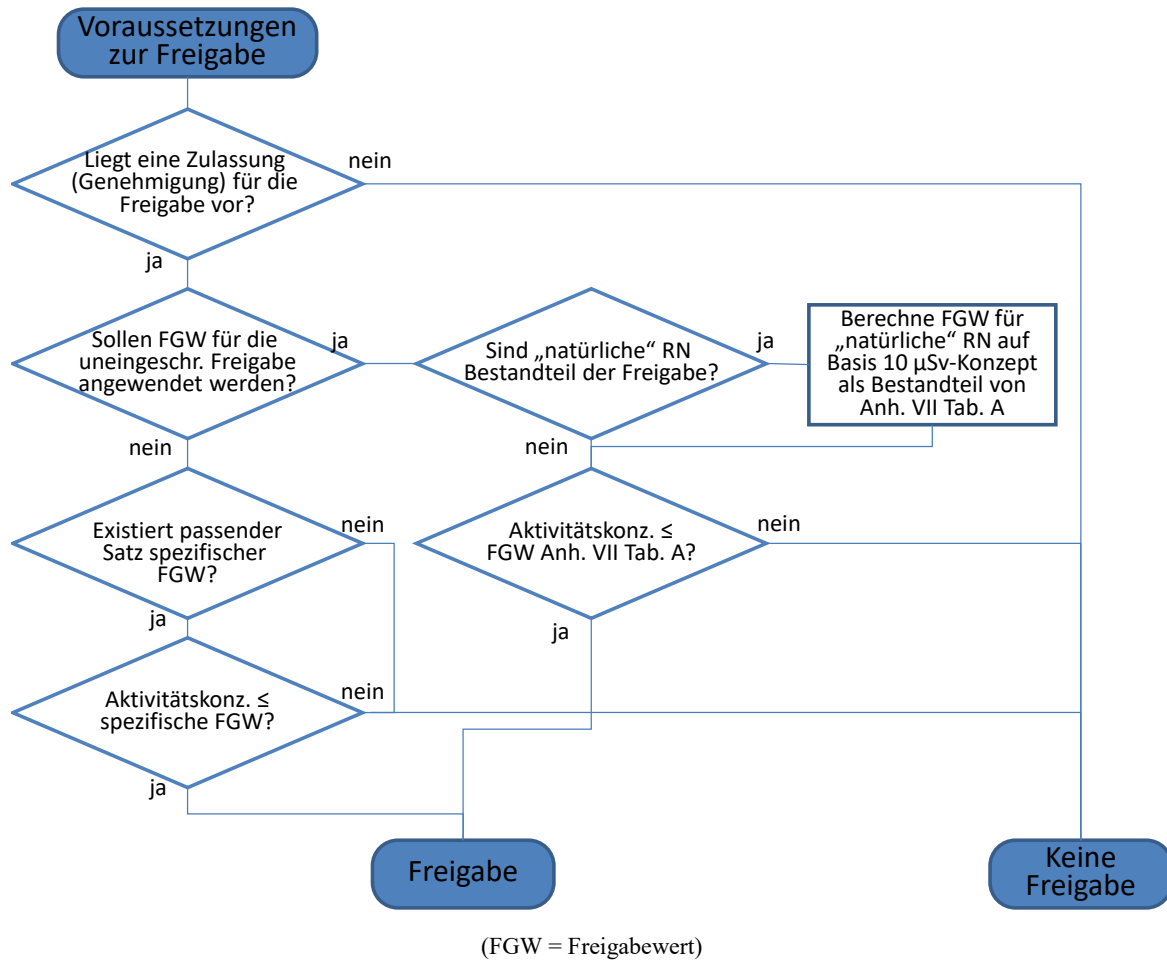
Abbildung C.4 zeigt ein Ablaufschema bzgl. der Freigabe von Reststoffen, die aus einer genehmigten Tätigkeit stammen. Die Regelungen zur Freigabe finden sich in Art. 30.

Den ersten Schritt bildet die Frage, ob für die Tätigkeit überhaupt eine Zulassung für die Freigabe vorliegt. Ist dies nicht der Fall, kann auch keine Freigabe erfolgen.

Liegt eine solche Zulassung vor, ist im nächsten Schritt ist die Frage zu beantworten, ob die Freigabe uneingeschränkt erfolgen soll. In diesem Fall sind die Freigabewerte nach Anh. VII Tab. A Teil 1 anzuwenden. Allerdings ist hierbei eine weitere Prüfung dahingehend notwendig, ob sich die Freigabe auch auf Radionuklide erstreckt, die als „natürlich“ aufgeführt sind und für die daher keine Freigabewerte in Anh. VII Tab. A Teil 1 angegeben sind. In diesem Fall müssen gem. Art. 30 Abs. 3 Freigabewerte auf Basis der allgemeinen Freistellungsregelungen gem. Anh. VII Nr. 3 („10 µSv-Konzept“) berechnet werden. Diese sind dann wie die übrigen Werte aus Anl. VII Tab. A Teil 1 anzuwenden. Unterschreiten die Aktivitätskonzentrationen der freizugebenden Stoffe die Werte in Anh. VII Tab. A Teil 1, so erfolgt die Freigabe.

Soll die Freigabe nicht uneingeschränkt erfolgen, so können spezifische Freigabewerte hierzu herangezogen werden. Diese werden vom Mitgliedsstaat festgelegt, wobei die allgemeinen Freistellungsregelungen gemäß Anh. VII Nr. 3 als Grundlage dienen. Existiert kein derartiger Satz spezifischer Freigabewerte, ist keine Freigabe möglich. Andernfalls ist zu prüfen, ob die Aktivitätskonzentrationen der freizugebenden Stoffe die Werte in diesem Satz spezifischer Freigabewerte unterschreiten. In diesem Fall erfolgt die Freigabe, andernfalls erfolgt keine Freigabe.

Abbildung C.4: Ablaufschema bzgl. der Freigabe von Reststoffen, die aus einer genehmigten Tätigkeit stammen



D. ANHANG D: GLOSSAR DER FACHBEGRIFFE

In diesem Anhang werden die Begriffe gegenübergestellt, die in der gegenwärtigen deutschen Strahlenschutzverordnung sowie in der deutschen Fassung der EU-Grundnormen [EUR 13] im Hinblick auf Freistellung und Freigabe verwendet werden. Sofern notwendig, werden auch Definitionen im untergesetzlichen Regelwerk einbezogen. In einigen Fällen werden für denselben Begriff unterschiedliche Bezeichnungen verwendet. Die Begriffe werden nicht in alphabetischer Reihenfolge, sondern in einer für das Verständnis sinnvollen Reihenfolge angegeben.

Zu allen Begriffen wird eine Einschätzung hinsichtlich des Vergleichs ihrer Definitionen gegeben.

D.1 Tätigkeiten

Deutsches Regelwerk (§ 3 Abs. 1 Nr. 1 StrlSchV)

Tätigkeiten sind:

- a) der Betrieb von Anlagen zur Erzeugung von ionisierenden Strahlen,
- b) der Zusatz von radioaktiven Stoffen bei der Herstellung bestimmter Produkte oder die Aktivierung dieser Produkte,
- c) sonstige Handlungen, die die Strahlenexposition oder Kontamination erhöhen können,
 - aa) weil sie mit künstlich erzeugten radioaktiven Stoffen erfolgen oder
 - bb) weil sie mit natürlich vorkommenden radioaktiven Stoffen erfolgen, und diese Handlungen aufgrund der Radioaktivität dieser Stoffe oder zur Nutzung dieser Stoffe als Kernbrennstoff oder zur Erzeugung von Kernbrennstoff durchgeführt werden,

EU-Grundnormen von 2013 (Art. 4 Abs. 65)

Tätigkeit: eine menschliche Betätigung, die die Exposition von Personen gegenüber Strahlung aus einer Strahlungsquelle erhöhen kann und als geplante Expositionssituation behandelt wird.

Vergleich

Inhaltlich sind beide Definitionen vergleichbar, da das wesentliche Merkmal der Tätigkeit die Möglichkeit der Erhöhung der Exposition von Personen gegenüber Strahlung aus einer Strahlungsquelle darstellt. Die Definition der EU-Grundnorm ist allerdings umfassender, da das Konzept der „geplanten Expositionssituation“ (im Vergleich zu einer Notfall-Expositionssituation oder einer bestehenden Expositionssituation) eine allgemeinere Definition erlaubt. In der StrlSchV wird dagegen neben der „Tätigkeit“ mit Bezug auf anthropogene Vorgänge noch der Begriff „Arbeit“ definiert (s. Abschnitt D.2), der analog den Umgang mit „natürlichen“ radioaktiven Stoffen abdeckt (es sei denn, diese radioaktiven Stoffe werden für „Tätigkeiten“ verwendet). Da diese Unterscheidung in der Definition des Begriffs „Tätigkeit“ in der StrlSchV zum Ausdruck gebracht werden muss, ist sie komplexer und umständlicher.

Insgesamt ist der Geltungsbereich des Begriffs „Tätigkeiten“ gem. EU-Grundnorm erheblich umfassender.

D.2 Arbeiten

Deutsches Regelwerk (§ 3 Abs. 1 Nr. 2 StrlSchV)

Handlungen, die, ohne Tätigkeit zu sein, bei natürlich vorkommender Radioaktivität die Strahlenexposition oder Kontamination erhöhen können,

- a) im Zusammenhang mit der Aufsuchung, Gewinnung, Erzeugung, Lagerung, Bearbeitung, Verarbeitung und sonstigen Verwendung von Materialien,
- b) soweit sie mit Materialien erfolgen, die bei betrieblichen Abläufen anfallen, soweit diese Handlungen nicht bereits unter Buchstabe a fallen,
- c) im Zusammenhang mit der Verwertung oder Beseitigung von Materialien, die durch Handlungen nach Buchstabe a oder b anfallen,
- d) durch dabei einwirkende natürliche terrestrische Strahlungsquellen, insbesondere von Radon-222 und Radonzerfallsprodukten, soweit diese Handlungen nicht bereits unter Buchstaben a bis c fallen und nicht zu einem unter Buchstabe a genannten Zweck erfolgen, oder
- e) im Zusammenhang mit der Berufsausübung des fliegenden Personals in Flugzeugen.

EU-Grundnormen von 2013

[Die Handlungen, die in der StrlSchV als „Arbeiten“ definiert werden, sind in den EU-Grundnormen ebenfalls im Begriff „Tätigkeiten“ enthalten.]

Vergleich

s. hierzu den Begriff „Tätigkeiten“ in Abschnitt D.1.

D.3 (Sonstige) radioaktive Stoffe / Radioaktives Material

Deutsches Regelwerk (§ 2 Abs. 1 und 2 AtG)

(1) Radioaktive Stoffe (Kernbrennstoffe und sonstige radioaktive Stoffe) im Sinne dieses Gesetzes sind alle Stoffe, die ein Radionuklid oder mehrere Radionuklide enthalten und deren Aktivität oder spezifische Aktivität im Zusammenhang mit der Kernenergie oder dem Strahlenschutz nach den Regelungen dieses Gesetzes oder einer auf Grund dieses Gesetzes erlassenen Rechtsverordnung nicht außer Acht gelassen werden kann.

[Sonstige radioaktive Stoffe sind alle radioaktiven Stoffe mit Ausnahme der Kernbrennstoffe, die in § 2 Abs. 1 AtG definiert sind.]

(2) Die Aktivität oder spezifische Aktivität eines Stoffes kann im Sinne des Absatzes 1 Satz 1 außer Acht gelassen werden, wenn dieser nach einer auf Grund dieses Gesetzes erlassenen Rechtsverordnung

1. festgelegte Freigrenzen unterschreitet,
2. soweit es sich um einen im Rahmen einer genehmigungspflichtigen Tätigkeit nach diesem Gesetz oder nach einer auf Grund dieses Gesetzes erlassenen Rechtsverordnung anfallenden Stoff handelt, festgelegte Freigabewerte unterschreitet und der Stoff freigegeben worden ist,
3. soweit es sich um einen Stoff natürlichen Ursprungs handelt, der nicht auf Grund seiner Radioaktivität, als Kernbrennstoff oder zur Erzeugung von Kernbrennstoff genutzt wird, nicht der Überwachung nach diesem Gesetz oder einer auf Grund dieses Gesetzes erlassenen Rechtsverordnung unterliegt.

EU-Grundnormen von 2013 (Art. 4 Abs. 76)

Radioaktives Material: Material, das radioaktive Stoffe enthält.

Vergleich

Die beiden Definitionen sind nicht deckungsgleich, da mit „radioaktiven Stoffen“ in der StrlSchV nur Stoffe mit anthropogen genutzter Aktivität bezeichnet werden, während der Begriff „radioaktives

Material“ allumfassend ist und keine Unterscheidung zwischen „künstlicher“ und „natürlicher“ Aktivität erfolgt. Die Begriffe „radioaktiver Stoff“ und „Materialien“ bilden zusammen in etwa die Menge, die durch den Begriff „radioaktives Material“ in den EU-Grundnormen bezeichnet wird. Dies ist bei der Festlegung der Begrifflichkeiten bei der Umsetzung der EU-Grundnormen in deutsches Regelwerk zu beachten.

D.4 Radioaktive Abfälle

Deutsches Regelwerk (§ 3 Abs. 2 Nr. 1 Buchst. a StrlSchV)

Radioaktive Stoffe im Sinne des § 2 Abs. 1 des Atomgesetzes, die nach § 9a des Atomgesetzes geordnet beseitigt werden müssen, ausgenommen Ableitungen im Sinne des § 47.

EU-Grundnormen von 2013 (Art. 4 Abs. 79)

Radioaktiver Abfall: radioaktives Material in gasförmiger, flüssiger oder fester Form, für das von dem Mitgliedstaat oder von einer natürlichen oder juristischen Person, deren Entscheidung von dem Mitgliedstaat anerkannt wird, eine Weiterverwendung nicht vorgesehen ist und das im Rahmen von Gesetzgebung und Vollzug des Mitgliedstaates als radioaktiver Abfall der Regulierung durch eine zuständige Regulierungsbehörde unterliegt.

Vergleich

Die beiden Definitionen sind aus technischer Sicht deckungsgleich, wobei die Definition nach den EU-Grundnormen umfassend ist, da auch Material aus „natürlicher“ Herkunft einbezogen ist (vgl. Abschnitt D.5), während in der StrlSchV nur die anthropogene Herkunft aus Tätigkeiten einbezogen wird.

D.5 Materialien

Deutsches Regelwerk (§ 3 Abs. 2 Nr. 20 StrlSchV)

Stoffe, die natürlich vorkommende Radionuklide enthalten oder mit solchen Stoffen kontaminiert sind. Dabei bleiben für diese Begriffsbestimmung natürliche und künstliche Radionuklide, die Gegenstand von Tätigkeiten sind oder waren, oder aus Ereignissen nach § 51 Abs. 1 Satz 1 stammen, unberücksichtigt. Ebenso bleiben Kontaminationen in der Umwelt aufgrund von Kernwaffenversuchen und kerntechnischen Unfällen außerhalb des Geltungsbereiches dieser Verordnung unberücksichtigt.

EU-Grundnormen von 2013

[Die EU-Grundnormen enthalten keine explizite Definition des Begriffs „Materialien“ oder „Material“.]

Vergleich

Der Begriff „Material“ wird in den EU-Grundnormen nicht in dem einschränkenden Sinne der StrlSchV verwendet, wonach damit nur die natürliche Herkunft verknüpft ist und eine Abgrenzung zum Begriff der „radioaktiven Stoffe“ geschaffen wurde, um in den Teilen 2 und 3 StrlSchV eine klare Trennung der Begriffe zu erreichen. Vgl. auch Abschnitt D.3.

D.6 Rückstände

Deutsches Regelwerk (§ 3 Abs. 2 Nr. 27 StrlSchV)

Materialien, die in den in Anlage XII Teil A genannten industriellen und bergbaulichen Prozessen anfallen und die dort genannten Voraussetzungen erfüllen.

EU-Grundnormen von 2013 (u.a. Anh. VII Nr. 2 Buchst. e)

[Die EU-Grundnormen enthalten keine explizite Definition des Begriffs „Rückstände“. Der Begriff wird allerdings mehrfach im Kontext mit Baustoffen wie folgt verwendet:]

... Verwendung von Rückständen aus Industriezweigen, in denen natürlich vorkommendes radioaktives Material verarbeitet wird ...

Vergleich

Die Verwendung des Begriffs „Rückstände“ ist in der StrlSchV und den EU-Grundnormen inhaltlich deckungsgleich, wenngleich in der StrlSchV die Herkunft des Materials klar durch Verweis auf Anl. XII Teil A bestimmt ist. Die Verwendung in den EU-Grundnormen ist dagegen weitgehend unbestimmt.

D.7 Aktivitätskonzentration

Deutsches Regelwerk (§ 3 Abs. 2 Nr. 4 Buchst. StrlSchV)

Verhältnis der Aktivität eines Radionuklids zum Volumen des Materials, in dem das Radionuklid verteilt ist.

EU-Grundnormen von 2013

[Die EU-Grundnormen enthalten den Begriff „Aktivitätskonzentration“ in Art. 4 Abs. 78, wo er jedoch nicht auf das Volumen, sondern die Masse bezogen wird.]

Vergleich

Auf die widersprüchlich verwendeten Begriffe „spezifische Aktivität“ und „Aktivitätskonzentration“ wird in Abschnitt D.8 eingegangen. Der Begriff „Aktivitätskonzentration“ gemäß EU-Grundnormen ist nicht identisch mit dem gleichnamigen Begriff nach StrlSchV!

D.8 spezifische Aktivität / Aktivitätskonzentration

Deutsches Regelwerk (§ 3 Abs. 2 Nr. 3 StrlSchV)

Spezifische Aktivität: Verhältnis der Aktivität eines Radionuklids zur Masse des Materials, in dem das Radionuklid verteilt ist. Bei festen radioaktiven Stoffen ist die Bezugsmasse für die Bestimmung der spezifischen Aktivität die Masse des Körpers oder Gegenstandes, mit dem die Radioaktivität bei vorgesehener Anwendung untrennbar verbunden ist.

EU-Grundnormen von 2013 (Art. 4 Abs. 78)

[Der Begriff „Aktivitätskonzentration“ wird in den EU-Grundnormen nicht explizit definiert, sondern kommt an mehreren Stellen implizit und durch mittelbaren Verweis auf Werte in Anh. VII vor, so insbesondere in der folgenden Definition des Begriffes „Radioaktiver Stoff“.]

Radioaktiver Stoff: jeder Stoff, der ein oder mehrere Radionuklide enthält, deren Aktivität oder *Aktivitätskonzentration* unter Strahlenschutzgesichtspunkten nicht außer Acht gelassen werden kann.

Vergleich

Sowohl der Begriff „spezifische Aktivität“ als auch der Begriff „Aktivitätskonzentration“ sind ungenau, beschreiben aber in beiden Fällen eine Aktivität bezogen auf die Masse (Bq/g). Der Vorsatz „spezifisch“ kennzeichnet allgemein physikalische Größen, die auf die Masse des Stoffs oder auf Raumdimensionen eines Systems (Volumen, Flächeninhalt, Länge) bezogen sind und ist somit nicht a priori eindeutig (ein eindeutiger Begriff wäre „massenbezogene Aktivität“, um leicht von „flächenbezogener Aktivität“ und ggf. „volumenbezogener Aktivität“ unterscheiden zu können). Der Begriff „Aktivitätskonzentration“ ist allerdings irreführend, da eine „Konzentration“ nach DIN 1310 eine Gehaltsangabe ist, die auf das Volumen des Stoffes bezogen ist, während hier eine massenbezogene Aktivität gemeint ist. Der Begriff „Aktivitätskonzentration“ sollte daher bei der Umsetzung der EU-Grundnormen in deutsches Regelwerk nicht verwendet werden.

D.9 Freigrenze

Deutsches Regelwerk (§ 3 Abs. 2 Nr. 16 StrlSchV)

Werte der Aktivität und spezifischen Aktivität radioaktiver Stoffe nach Anlage III Tabelle 1 Spalte 2 und 3, bei deren Überschreitung Tätigkeiten mit diesen radioaktiven Stoffen der Überwachung nach dieser Verordnung unterliegen.

EU-Grundnormen von 2013

Freigrenze: ein von einer zuständigen Behörde oder in den Rechtsvorschriften festgelegter Wert, ausgedrückt als Aktivitätskonzentration oder Gesamtaktivität, bis zu dessen Erreichen eine Strahlungsquelle nicht anmeldungs- oder zulassungspflichtig ist.

Vergleich

Die beiden Definitionen sind inhaltlich deckungsgleich. In der Definition nach StrlSchV wird nur auf die Werte in Anl. III Tab. 1 Sp. 2 und 3 StrlSchV verwiesen, in der Definition der EU-Grundnormen allgemeiner auf behördlich oder durch Rechtsvorschriften festgelegte Werte. Da Freigrenzen von Mitgliedsstaaten ggf. auch anders als in Anh. VII Tab. A oder B festgelegt werden können, ist diese flexiblere Definition anforderungsgerecht.

D.10 Überwachungsgrenze

Deutsches Regelwerk (Anl. XII Teil B StrlSchV)

[implizite Definition in Anl. XII Teil B StrlSchV]

Bei der Verwertung oder Beseitigung von Rückständen gilt für repräsentativ ermittelte Werte $C_{U238max}$ und $C_{Th232max}$ der größten spezifischen Aktivitäten der Radionuklide der Nuklidketten U-238sec und Th-232sec in Becquerel durch Gramm (Bq/g) die nachfolgende Summenformel:

$$C_{U238max} + C_{Th232max} \leq C$$

mit der Überwachungsgrenze $C = 1 \text{ Bq/g}$.

EU-Grundnormen von 2013

[Der Begriff „Überwachungsgrenze“ ist in den EU-Grundnormen nicht explizit definiert. Werte für die Freistellung natürlicher Aktivität werden in Anh. VII Tab. A Teil 2 angegeben und dort als „Freigrenzen oder Freigabewerte für natürlich vorkommende Radionuklide in Feststoffen, die sich im säkularen Gleichgewicht mit ihren Tochternukliden befinden“ bezeichnet.]

Vergleich

Die deutsche Bezeichnung „Überwachungsgrenze“ wurde in die StrlSchV von 2001 eingeführt, um eine Abgrenzung von der analogen Vorgehensweise für die Freigabe von Radionukliden aus Tätigkeiten (anthropogene Aktivität) zu benennen. Vom Charakter her sind die Wertesätze in Anl. XII Teil B StrlSchV und Anh. VII Tab. A Teil 2 der EU-Grundnormen jedoch identisch. Da natürliche und anthropogene Aktivität künftig nicht mehr konzeptionell unterschieden wird, besteht auch keine Notwendigkeit für eine Unterscheidung der Begriffe.

D.11 Freigabe

Deutsches Regelwerk (§ 3 Abs. 2 Nr. 15 StrlSchV)

Verwaltungsakt, der die Entlassung radioaktiver Stoffe sowie beweglicher Gegenstände, von Gebäuden, Bodenflächen, Anlagen oder Anlagenteilen, die aktiviert oder mit radioaktiven Stoffen kontaminiert sind und die aus Tätigkeiten nach § 2 Abs. 1 Nr. 1 Buchstabe a, c oder d stammen, aus dem Regelungsbereich

- a) des Atomgesetzes und
- b) darauf beruhender Rechtsverordnungen sowie

verwaltungsbehördlicher Entscheidungen zur Verwendung, Verwertung, Beseitigung, Innehabung oder zu deren Weitergabe an Dritte als nicht radioaktive Stoffe bewirkt.

EU-Grundnormen von 2013 (Art. 30)

[keine Definition in Art. 4, aber implizite Definition in Art. 30 Abs. 1]

1. Die Mitgliedstaaten sorgen dafür, dass für die sich aus einer zugelassenen Tätigkeit ergebende Beseitigung, Wiederverwertung oder Wiederverwendung von radioaktivem Material eine Zulassung vorgeschrieben ist.

2. Das Material, das der Beseitigung, Wiederverwertung oder Wiederverwendung zugeführt werden soll, kann aus der regulatorischen Kontrolle entlassen werden, sofern die Aktivitätskonzentrationen ... nicht überschreiten / ... einhalten.

Vergleich

Die explizite Definition in der StrlSchV und die implizite Definition in Art. 30 der EU-Grundnormen stimmen nicht überein. Die Definition in der StrlSchV bezieht die Freigabe auf den Verwaltungsakt, mit dem die Behörde festlegt, dass bei Befolgung einer zuvor genau beschriebenen und genehmigten Vorgehensweise Material, dessen Aktivität die Freigabewerte nicht überschreitet, aus dem Geltungsbereich der StrlSchV entlassen wird. Nicht die jeweilige Feststellung der Einhaltung der Freigabewerte ist also die „Freigabe“, sondern die einmalig erfolgende Genehmigung der Vorgehensweise. In den EU-Grundnormen ist jedoch eher die Feststellung der Einhaltung der Freigabewerte gemeint, da unter der Überschrift „Freigabe aus der regulatorischen Kontrolle“ des Art. 30 nicht der Verwaltungsakt, sondern die Prozedur beschrieben wird. Bei der späteren Umsetzung der EU-Grundnormen in deutsches Regelwerk wäre die Beibehaltung der bisherigen Festlegung sinnvoll, da nur diese mit dem Konzept der Genehmigung der Freigabe in Einklang steht.

D.12 Freigabewert

Deutsches Regelwerk (DIN 25457-1:2013-10)

Gesetzliche oder behördliche Vorgabe für die massen- oder flächenbezogene Aktivität eines Radionuklids, die einzuhalten ist, damit das Messgut freigegeben werden kann und für die bei Vorliegen eines Radionuklidgemisches die Summenformel nach Strahlenschutzverordnung einzuhalten ist.

[keine Definition in der StrlSchV]

EU-Grundnormen von 2013 (Art. 4 Nr. 11)

Von der zuständigen Behörde oder in den nationalen Rechtsvorschriften festgelegte Werte, ausgedrückt als Aktivitätskonzentrationen, bis zu deren Erreichen Materialien aus einer anmeldungs- oder zulassungspflichtigen Tätigkeit von den Anforderungen dieser Richtlinie ausgenommen werden können.

Vergleich

Die beiden Definitionen sind als deckungsgleich anzusehen.

D.13 Expositionspfad

Deutsches Regelwerk (§ 3 Abs. 2 Nr. 13 StrlSchV)

Weg der radioaktiven Stoffe von der Ableitung aus einer Anlage oder Einrichtung über einen Ausbreitungs- oder Transportvorgang bis zu einer Strahlenexposition des Menschen.

EU-Grundnormen von 2013

[keine explizite Definition, jedoch Verwendung des Begriffs u. a. in Anh. VII Nr. 3 Buchst. e 2. Anstrich wie folgt:]

Bei der Ermittlung der Bevölkerungsdosen sind nicht nur luftgetragene oder flüssige Ableitungen als Expositionspfade zu berücksichtigen, sondern auch Expositionspfade durch die Beseitigung oder Wiederverwertung fester Rückstände.

Vergleich

Die Definition in der StrlSchV und die Beschreibung des Begriffs in den EU-Grundnormen sind deckungsgleich.

D.14 Kontamination

Deutsches Regelwerk (§ 3 Abs. 2 Nr. 19 StrlSchV)

Verunreinigung mit radioaktiven Stoffen

a) Oberflächenkontamination: Verunreinigung einer Oberfläche mit radioaktiven Stoffen, die die nicht festhaftende, die festhaftende und die über die Oberfläche eingedrungene Aktivität umfasst. Die Einheit der Messgröße der Oberflächenkontamination ist die flächenbezogene Aktivität in Becquerel pro Quadratzentimeter;

b) Oberflächenkontamination, nicht festhaftende: Verunreinigung einer Oberfläche mit radioaktiven Stoffen, bei denen eine Weiterverbreitung der radioaktiven Stoffe nicht ausgeschlossen werden kann;

EU-Grundnormen von 2013 (Art. 4 Abs. 18)

Kontamination: das unbeabsichtigte und ungewollte Vorhandensein radioaktiver Stoffe auf Oberflächen oder in Feststoffen, Flüssigkeiten oder Gasen oder auf dem menschlichen Körper.

Vergleich

Die beiden Definitionen sind in ihrer physikalischen Dimension weitgehend gleichartig, da auch die Definition der EU-Grundnormen sowohl das Vorhandensein der Aktivität auf der Oberfläche als auch im Stoff als Kontamination wertet. Dies wird in der Definition nach StrlSchV als „eingedrungene Aktivität“ bezeichnet. Die Definition der StrlSchV erlaubt eine bessere Abgrenzung von „Kontamination“ und „Aktivierung“ (vgl. Abschnitt D.15).

Einen wesentlichen Unterschied weisen die beiden Definitionen allerdings im Hinblick auf die Ursache der Kontamination auf. Während in der Definition nach StrlSchV die Herkunft der Kontamination keine Rolle spielt, wird in der Definition der EU-Grundnormen betont, dass es sich um das „unbeabsichtigte und ungewollte“ Vorhandensein radioaktiver Stoffe handelt. Dies wirft Fragen der Anwendung dieser Definition auf, da zwar jede Kontamination aus Gesichtspunkten einer guten Strahlenschutzpraxis beseitigt oder zumindest verringert werden sollte, das Vorhandensein einer Kontamination auch über einen langen Zeitraum in vielen Fällen aber unbedingt zu tolerieren ist, da die Beseitigung der Kontamination eine viel höhere Exposition mit sich bringen würde als die Verbesserung der Expositionssituation durch Entfernen der Kontamination. Ein Beispiel ist die Kontamination im Primärkreis eines Kernkraftwerks mit Druckwasserreaktor, speziell in den Dampferzeugern, die wirksam erst nach endgültiger Abschaltung durch eine aggressive (und daher im Betrieb nicht mögliche) Primärkreisdekontamination gesenkt werden kann. Es ist kaum möglich, diese sich im Betrieb aufbauende Kontamination im Primärkreis als „unbeabsichtigt und ungewollt“ zu bezeichnen. Bei der Umsetzung der EU-Grundnormen in deutsches Regelwerk sollte dieser Aspekt des „unbeabsichtigten und ungewollten Vorhandenseins radioaktiver Stoffe“ daher ggf. modifiziert werden, damit alle Arten von Kontamination einbezogen werden.

D.15 Aktivierung

Deutsches Regelwerk

[keine Definition in der StrlSchV; Aktivierung wird als expliziter Vorgang nur in der Definition zum Begriff „Freigabe“ gem. § 3 Abs. 2 Nr. 15 StrlSchV sowie in § 44 Abs. 3 und in Teil 4 StrlSchV im Hinblick auf Aktivierung von Konsumgütern betrachtet.]

Freigabe: Verwaltungsakt, der die Entlassung radioaktiver Stoffe sowie beweglicher Gegenstände, von Gebäuden, Bodenflächen, Anlagen oder Anlagenteilen, die aktiviert oder mit radioaktiven Stoffen kontaminiert sind,

EU-Grundnormen von 2013 (Art. 4 Nr. 4)

Vorgang, bei dem ein stabiles Nuklid durch Bestrahlung des dieses Nuklid enthaltenden Materials mit Partikeln oder hochenergetischen Photonen in ein Radionuklid umgewandelt wird.

Vergleich

Die Tatsache, dass die StrlSchV keine Definition des Begriffs „Aktivierung“ aufweist, während dieser Begriff in zwei verschiedenen Kontexten (einerseits Freigabe nach § 29 sowie Herausbringen nach § 44, andererseits im Hinblick auf Konsumgüter in Teil 4) benutzt wird, während vergleichbare Begriffe wie „Kontamination“ definiert werden, könnte auf ein Vergessen der Aufnahme einer Definition für „Aktivierung“ hindeuten. Inhaltlich wird jedenfalls unter diesem Begriff in StrlSchV und EU-Grundnormen dasselbe verstanden.

D.16 Einzelpersonen der Bevölkerung

Deutsches Regelwerk (§ 3 Abs. 2 Nr. 12 StrlSchV)

Mitglieder der allgemeinen Bevölkerung, die weder beruflich strahlenexponierte Personen sind noch medizinisch oder als helfende Person exponiert sind.

EU-Grundnormen von 2013 (Art. 4 Abs. 53 und 69)

53. Einzelpersonen der Bevölkerung: Einzelpersonen, die möglicherweise der Exposition der Bevölkerung ausgesetzt sind.

69. Exposition der Bevölkerung: Exposition von Einzelpersonen, mit Ausnahme beruflicher oder medizinischer Expositionen.

Vergleich

Die beiden Definitionen sind inhaltlich deckungsgleich. Die beiden Möglichkeiten der Exposition als beruflich strahlenexponierte Personen sowie im medizinischen Bereich werden in der Definition in der StrlSchV unmittelbar ausgenommen, in der Definition in den EU-Grundnormen durch die zusätzliche Definition des Begriffs „Exposition der Bevölkerung“.

D.17 Referenzperson / Repräsentative Person

Deutsches Regelwerk (§ 3 Abs. 2 Nr. 25 StrlSchV)

Referenzperson: Normperson, von der bei der Ermittlung der Strahlenexposition nach § 47 ausgegangen wird. Die Annahmen zur Ermittlung der Strahlenexposition dieser Normperson (Lebensgewohnheiten und übrige Annahmen für die Dosisberechnung) sind in Anlage VII festgelegt.

EU-Grundnormen von 2013 (Art. 4 Abs. 89)

Repräsentative Person: Einzelperson, die eine Dosis erhält, die für eine höher exponierte Person einer Bevölkerungsgruppe repräsentativ ist, mit Ausnahme von Personen mit extremen oder außergewöhnlichen Lebensgewohnheiten.

Vergleich

Die beiden Definitionen sind nur scheinbar deckungsgleich. Definiert wird in beiden Fällen eine hypothetische Person, die bei Modellierungen zur Ermittlung bzw. Abschätzung der Strahlenexposition betrachtet wird. In der Definition der StrlSchV wird hierbei jedoch explizit Bezug auf die Festlegung der zugrunde zu legenden Lebensgewohnheiten nach Anl. VII StrlSchV genommen, die einen hohen Grad an Konservativität aufweisen. Im Begriff der „repräsentativen Person“ der EU-Grundnormen wird jedoch explizit der Bezug auf „extreme oder außergewöhnliche Lebensgewohnheiten“ ausgeschlossen. Die Definition ist in dieser Hinsicht im Einklang mit den Anforderungen aus der Empfehlung ICRP 101 [ICR 05]. Wird eine derartige Anforderung im deutschen Regelwerk umgesetzt, wären die entsprechenden Bezüge anzupassen, so dass die Referenzperson den Anforderungen der Empfehlung ICRP 101 entspricht.

D.18 Radionuklidvektor

Deutsches Regelwerk (DIN 25457-1:2013-10)

Liste der auf 100 % normierten Aktivitätsanteile von Radionukliden in oder auf einem Material, welche für die Entscheidungsmessung relevant sind.

EU-Grundnormen von 2013 (Anh. VII Nr. 2 Buchst. d)

[Bei Gemischen künstlicher Radionuklide muss das Verhältnis von gewichteter Summe der nuklid-spezifischen Aktivitäten oder Konzentrationen (für verschiedene Radionuklide in derselben Matrix) und entsprechenden Freigrenze kleiner als 1 sein.] Diese Bedingung kann gegebenenfalls anhand der zuverlässigsten Schätzungen der Zusammensetzung des Radionuklidgemischs überprüft werden.

Vergleich

Der Begriff „Nuklidvektor“ oder „Radionuklidvektor“ wird weder in der StrlSchV noch in den EU-Grundnormen explizit erwähnt. Seine Definition findet sich im deutschen Regelwerk in DIN 25457-1 und erfolgt dort im üblichen Sinne eines mathematischen (Einheits-)Vektors als geordnete normierte Liste. Der Radionuklidvektor wird z. B. bei Freigaben verwendet, um aus den Aktivitäten messbarer Radionuklide die Aktivitäten der übrigen Radionuklide über feste Hochrechnungsfaktoren zu berechnen. Die EU-Grundnormen benennen eine analoge Vorgehensweise zwar nicht als „Radionuklidvektor“, sehen inhaltlich aber eine gleichartige Vorgehensweise vor, indem beim Nachweis der Einhaltung der Summenformel (s. Abschnitt D.19) explizit auch „zuverlässigste Schätzungen der Zusammensetzung des Radionuklidgemischs“ verwendet werden dürfen.

D.19 Summenformel

Deutsches Regelwerk (Anl. IV Teil A Nr. 1 Buchst. e StrlSchV)

Bei mehreren Radionukliden ist die Summe der Verhältniszahlen C_i/R_i aus der freizugebenden spezifischen Aktivität (C_i) und den jeweiligen Freigabewerten (R_i) der einzelnen Radionuklide gemäß Anlage III Tabelle 1 Spalte 5, 6, 7, 9a, 9b, 9c, 9d oder Spalte 10a zu berechnen (Summenformel), wobei i das jeweilige Radionuklid ist. Diese Summe darf den Wert 1 nicht überschreiten.

[Analoge Definition für die Oberflächenaktivität]

EU-Grundnormen von 2013 (Anh. VII Nr. 2 Buchst. d)

Bei Gemischen künstlicher Radionuklide muss das Verhältnis von gewichteter Summe der nuklid-spezifischen Aktivitäten oder Konzentrationen (für verschiedene Radionuklide in derselben Matrix) und entsprechenden Freigrenze kleiner als 1 sein.

Vergleich

In den EU-Grundnormen wird der Begriff „Summenformel“ nicht explizit verwendet, die Vorschrift zur Berechnung ist jedoch identisch zur Vorgabe der StrlSchV.

D.20 Tochternuklide

Deutsches Regelwerk (Teil A Nr. 1 Buchst. f StrlSchV)

Sind in den Stoffen Radionuklide im radioaktiven Gleichgewicht vorhanden, bleiben die in der Anlage III Tabelle 2 aufgeführten Tochternuklide in den Summenformeln nach Buchstabe e unberücksichtigt.

EU-Grundnormen von 2013 (Anh. VII Tab. A Teile 1 und 2, Tab. B)

Tochternuklide sind in den EU-Grundnormen nur in Anh. VII als Anhänge zu den Tab. A Teil 1 und Tab. B aufgeführt.

Vergleich

Die EU-Grundnormen verwenden das Konzept der Einbeziehung von Tochternukliden in völlig analoger Weise wie die StrlSchV. In Listen werden diejenigen Tochternuklide aufgeführt, die bei Freigaben eines bestimmten Radionuklids nicht nochmals gesondert berücksichtigt werden müssen. Da die jeweiligen Listen in beiden Regelwerken sich auf unterschiedliche Sätze von Radionukliden und geringfügig unterschiedliche Vorgehensweisen zur Festlegung beziehen, wann ein Tochternuklid bereits vollständig mit dem Mutternuklid berücksichtigt ist, sind die eigentlichen Listen nicht deckungsgleich, während das zugrundeliegende Konzept jedoch deckungsgleich ist.

D.21 Einzelfallnachweis / Einzelfallbetrachtung

Deutsches Regelwerk (§ 29 Abs. 2 Satz 3 StrlSchV)

[Bestandteil der Regelungen zur Freigabe in § 29 StrlSchV] Soweit die nach Satz 2 erforderlichen Festlegungen der Anlage IV im Einzelfall nicht vorliegen, für einzelne Radionuklide keine Freigabewerte festgelegt sind oder es sich um andere als die in Anlage IV Teil B Satz 2 Nummer 3 genannten flüssigen Stoffe handelt, kann für Stoffe, die die Freigrenzen der Anlage III Tabelle 1 Spalte 3 nicht überschreiten, der Nachweis, dass für Einzelpersonen der Bevölkerung nur eine effektive Dosis im Bereich von 10 Mikrosievert im Kalenderjahr auftreten kann, unter Berücksichtigung der Festlegungen der Anlage IV Teil A Nr. 2 auch auf andere Weise geführt werden.

EU-Grundnormen von 2013 (Anh. VII Nr. 1)

Tätigkeiten, die der Anmeldungspflicht unterliegen, können auf der Grundlage der mit der Anmeldung der Tätigkeit übermittelten Informationen und entsprechend den allgemeinen Freistellungskriterien nach Abschnitt 3 durch Gesetz, durch allgemeinen Verwaltungsakt oder durch behördliche Einzelfallentscheidung von der Zulassungspflicht freigestellt werden.

Vergleich

Die beiden Definitionen sind nicht vollständig deckungsgleich, jedoch im Hinblick auf die Freigabe weitgehend übereinstimmend. Die Definition in der StrlSchV ist konkreter auf die Freigabe und die Voraussetzung der Einhaltung des Dosisrichtwerts bezogen, die Definition in den EU-Grundnormen ist allgemeiner gehalten und kann sich auch auf Freistellungen, die seitens der Behörde auf andere Voraussetzungen gegründet werden, beziehen. Da bzgl. der Freigabe aus Sicht der EU-Grundnormen jedoch auch die allgemeinen Freistellungs- und Freigabekriterien nach Anh. VII Nr. 3 einzuhalten sind, die dem 10 µSv-Konzept entsprechen, sind beide Definitionen in dieser Hinsicht deckungsgleich.

D.22 Vermischungsverbot (bzgl. der Freigabe)

Deutsches Regelwerk (§ 29 Abs. 2 Satz 4 StrlSchV)

[Bestandteil der Regelungen zur Freigabe in § 29 StrlSchV] Die Voraussetzungen für die Freigabe dürfen nicht zielgerichtet durch Vermischen oder Verdünnen herbeigeführt, veranlasst oder ermöglicht werden.

EU-Grundnormen von 2013 (Art. 30 Abs. 4)

Die Mitgliedstaaten gestatten nicht die absichtliche Verdünnung von radioaktivem Material für den Zweck der Entlassung aus der regulatorischen Kontrolle. Dieses Verbot gilt nicht für die Vermischung von Materialien, die im Normalbetrieb erfolgt, wenn Radioaktivität nicht von Belang ist. Die zuständige Behörde kann unter bestimmten Umständen die Vermischung von radioaktivem Material

mit nicht-radioaktiven Materialien für die Zwecke der Wiederverwendung oder Wiederverwertung zulassen.

Vergleich

Beide Definitionen enthalten dieselbe Zielsetzung, wonach eine Freigabe oder Freistellung von radioaktiven Stoffen nicht dadurch ermöglicht werden soll, dass die massenbezogene Aktivität bewusst herabsetzt, bis Freigabe- oder Freistellungswerte unterschritten sind. Das Vermischungsverbot in den EU-Grundnormen ist hierbei klarer gefasst, da es explizit die technisch bedingte Vermischung im Zuge von Verarbeitungs- oder Behandlungsschritten von diesem Verbot ausnimmt. Dasselbe ist auch implizit in der Definition nach StrlSchV enthalten, da beispielsweise Betrachtungen zur technisch bedingten Vermischung Bestandteil der Herleitung von Freibewerten sind.

D.23 Baustoffe

Deutsches Regelwerk (Anl. XII Teil B Nr. 2 Buchst. b StrlSchV)

[Baustoffe werden in der StrlSchV nicht definiert, sondern nur im Hinblick auf die Verwertung von NORM-Rückständen erwähnt]

Abweichend von Nummer 1 gilt $C = 0,5 \text{ Bq/g}$, wenn ...

b) Baustoffen

aa) bei der Verwertung im Hausbau mehr als 20 Prozent Rückstände oder

bb) bei der Verwertung im Straßen-, Wege-, Landschafts- oder Wasserbau im Bereich von Sport- und Spielplätzen oder in sonstigen Bereichen mehr als 50 Prozent Rückstände zugesetzt werden.

[Die Definitionen in DIN 25457-6 umfassen „Bauschutt“ und „Gebäude“, allerdings in einem anderen Kontext]

EU-Grundnormen von 2013 (Art. 4 Nr. 9, Art. 75, Anh. VIII)

(Art. 4 Nr. 9) Baustoff: jedes Bauprodukt, das dauerhaft in ein Bauwerk oder in Teile eines Bauwerks eingehen soll und dessen Leistungsmerkmale sich auf die Leistungsmerkmale des Bauwerks in Bezug auf die Exposition der Bauwerksnutzer gegenüber ionisierender Strahlung auswirkt.

(Art. 75) (1) Der Referenzwert für die externe Exposition in Innenräumen durch Gammastrahlung aus Baustoffen zusätzlich zur externen Exposition im Freien beträgt 1 mSv pro Jahr.

(2) Für Baustoffe, die von dem Mitgliedstaat unter Strahlenschutzgesichtspunkten als bedenklich eingestuft werden, wobei eine in Anhang XIII hinsichtlich der emittierten Gammastrahlung als Anhaltspunkt dienende Liste von Baustoffen zu berücksichtigen ist, sorgen die Mitgliedstaaten dafür, dass vor dem Inverkehrbringen dieser Materialien

a) die Aktivitätskonzentrationen der in Anhang VIII genannten Radionuklide bestimmt werden und

b) die zuständige Behörde auf Anforderung über die Ergebnisse der Messungen und den entsprechenden Aktivitätskonzentrationsindex sowie über andere relevante Faktoren gemäß Anhang VIII unterrichtet wird.

(Anh. VIII) Definition und Verwendung des Aktivitätskonzentrationsindex für die von Baustoffen emittierte Gammastrahlung nach Artikel 75

Für die Zwecke des Artikels 75 Absatz 2 sind für ermittelte Arten von Baustoffen die Aktivitätskonzentrationen der primordialen Radionuklide Ra-226, Th-232 (oder seines Zerfallsprodukts Ra-228) und K-40 zu bestimmen.

Der Aktivitätskonzentrationsindex I ergibt sich aus folgender Formel:

$$I = C_{\text{Ra226}}/300 \text{ Bq/kg} + C_{\text{Th232}}/200 \text{ Bq/kg} + C_{\text{K40}}/3\,000 \text{ Bq/kg}$$

wobei C_{Ra226} , C_{Th232} und C_{K40} die Aktivitätskonzentrationen in Bq/kg der jeweiligen Radionuklide im Baustoff sind. ... Soll der Index auf diese Bestandteile angewendet werden, insbesondere auf Rückstände aus Industriezweigen, in denen natürlich vorkommende radioaktive Materialien verarbeitet werden, die zur Wiederverwertung den Baustoffen zugesetzt werden, ist ein geeigneter Mischungs-faktor zu verwenden.

Vergleich

Regelungen für Baustoffe existieren sowohl in der StrlSchV als auch in den EU-Grundnormen, verfolgen aber deutlich unterschiedliche Ansätze. In der StrlSchV sind Baustoffe nur als Ziel der Verwertung von NORM-Rückständen erwähnt. Die Aktivität der zu entlassenden Rückstände darf bestimmte Überwachungsgrenzen nicht überschreiten, wenn die Verwertung der Rückstände in Baumaterialien erfolgt. In den EU-Grundnormen werden dagegen die Expositionen durch die Baustoffe selbst begrenzt. Hierfür existieren eigene Vorgaben zu den Aktivitätsinhalten.

Wie ein Vergleich der Regelungen gem. Anl. XII Teil B Nr. 2 Buchst. b StrlSchV, wonach die Aktivität der einzelnen Nuklide der Zerfallsreihen von U-238 und Th-232 mit 500 Bq/kg begrenzt ist, mit den Vorgaben für den Aktivitätskonzentrationsindex I gem. Anh. VIII der EU-Grundnormen, die hierfür lediglich 300 Bq/kg bzw. 200 Bq/g vorsehen, zeigt, sind beide Regelungen nicht unmittelbar zueinander kompatibel. Die ältere Regelung in der StrlSchV bedürfte einer Absenkung des Werts für die Überwachungsgrenze.

| 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