

Strahlenschutzkommission

Geschäftsstelle der
Strahlenschutzkommission
Postfach 12 06 29
53048 Bonn

<http://www.ssk.de>

**Freigabe von Materialien, Gebäuden
und Bodenflächen mit geringfügiger Radioaktivität
aus anzeige- und genehmigungspflichtigem Umgang**

Empfehlung der Strahlenschutzkommission

Verabschiedet in der 151. Sitzung der Strahlenschutzkommission am 12. Februar 1998
Veröffentlicht in:–Berichte der Strahlenschutzkommission, Heft 11

Inhaltsverzeichnis

	Seite
Vorwort.....	5
1 Einleitung	3
2 Geltungsbereich.....	4
3 Allgemeine Voraussetzungen und Schutzziele.....	5
3.1 Begriff der geringfügigen Strahlenexposition und Aktivität.....	5
3.2 Freigabeverfahren	6
4 Kriterien für die Freigabe von Feststoffen	7
4.1 Uneingeschränkte Freigabe	14
4.2 Freigabe zur Beseitigung.....	14
4.3 Freigabe von Metallschrott zur Rezyklierung	14
5 Kriterien für die Freigabe von Gebäuden.....	14
6 Kriterien für die Freigabe von Bodenflächen	15
7 Hinweise zum Nachweisverfahren im Rahmen der Freigabe.....	16
7.1 Abfall aus der Anwendung von Isotopen.....	19
7.2 Gebäude	17
8 Literatur.....	18

VORWORT

Die Strahlenschutzkommission (SSK) hat eine Reihe von Empfehlungen zur Freigabe geringfügig radioaktiver Stoffe ausgesprochen ([SSK 87], [SSK 92], [SSK 96], [SSK 97]) und weitere Empfehlungen in Entwürfen vorbereitet [BMU 95]. Diese Einzelempfehlungen werden in der vorliegenden Gesamtempfehlung zusammengefaßt. Dabei wird zugleich eine Anpassung an den Wissensstand in den Teilgebieten durchgeführt.

1 Einleitung

Die Tätigkeiten mit radioaktiven Stoffen können nach nationalem und internationalem Verständnis anzeige- und genehmigungsfrei erfolgen, wenn die damit verbundenen individuellen Strahlenexpositionen nur geringfügig sind und die Strahlenschutzmaßnahmen insgesamt als optimiert angesehen werden können. Unter Berücksichtigung von Normal- und Unfallszenarien werden für die praktische Anwendung Freigrenzen der Aktivität bzw. der Aktivitätskonzentration festgelegt, unterhalb derer auf Anzeige und Genehmigung verzichtet werden kann. Dabei handelt es sich typischerweise um kleine Strahlenquellen wie Tracer in der Forschung, Kalibrierpräparate und Gebrauchsgegenstände mit kleinen Strahlenquellen oder geringen spezifischen Aktivitäten.

Sollen geringfügig kontaminierte oder aktivierte Materialien, Gebäude und Bodenflächen aus einem anzeige- oder genehmigungspflichtigem Umgang freigegeben werden, also aus dem Geltungsbereich des Atomgesetzes (AtG) entlassen werden, so gelten prinzipiell dieselben Grundsätze wie bei der Ableitung der Freigrenzen. Die freizugebenden Stoffe stammen in der Regel aus kerntechnischen Anlagen, wo Abfälle und rezyklierungsfähige Materialien mit geringer spezifischer Aktivität anfallen, sowie aus anderen Einrichtungen wie Krankenhäusern, Forschungszentren und der Industrie. Die betreffenden Mengen können erheblich größer sein als die Mengen, die bei der Ableitung der Freigrenzen zugrunde gelegt wurden [EUR 93]. Dies wird bei der Ableitung von Freigabewerten berücksichtigt.

Ist bei der Freigabe aus anzeige- oder genehmigungspflichtigem Umgang die künftige Verwertung, Wiederverwendung, Beseitigung oder der endgültige Verbleib der Materialien nicht bekannt oder festgelegt, so spricht man von einer uneingeschränkten Freigabe. In diesem Fall müssen Szenarien einer Strahlenexposition für alle o.g. Bereiche in Betracht gezogen werden. Eine eingeschränkte Freigabe (Freigabe unter bestimmten Randbedingungen) kann erfolgen, wenn die

Verwendung und der Verbleib des Materials festgelegt sind. In diesen Fällen wird kennzeichnend auf die geplante Behandlung bzw. den Verbleib hingewiesen, beispielsweise bei der Freigabe von Metallschrott zur Rezyklierung.

Es gibt eine Reihe von Veröffentlichungen zur Freigabe von radioaktiven Stoffen [IAE 96], [DEC 93], [JOH 94], [POS 95]. Auch eine Arbeitsgruppe der Europäischen Union hat sich speziell mit dem Thema Rezyklierung von Metallschrott aus der Stilllegung kerntechnischer Anlagen befaßt [EUR 98]. In der neuen EURATOM-Richtlinie [EUR 96] werden die Grundkriterien für die Ableitung der Freigrenzen für die Freistellung von einer Anzeige oder Genehmigung genannt. Es sind jedoch explizit keine Freigabewerte für die Beseitigung, Wiederverwertung oder Wiederverwendung von radioaktiven Materialien angegeben, die sich aus einer anzeige- oder genehmigungspflichtigen Tätigkeit ergeben.

Die vorliegende Empfehlung faßt bisherige Einzelempfehlungen und Empfehlungsentwürfe der SSK zur eingeschränkten und uneingeschränkten Freigabe zusammen.

2 Geltungsbereich

Die folgenden Verfahren und Kriterien beziehen sich auf die Freigabe von geringfügig kontaminierten oder aktivierten Feststoffen, Gebäuden und Bodenflächen aus einem anzeige- oder genehmigungspflichtigen Umgang mit radioaktiven Stoffen. Bei den Feststoffen handelt es sich im einzelnen um:

- Anlagenteile, Gegenstände und Geräte,
- Stahl- und Eisenschrott,
- Nichteisenmetallschrott,
- Bauschutt und Baureststoffe,
- sonstige feste Stoffe (z. B. Glas, Kunststoffe, Glaswolle, Asbest).

Die Empfehlung gilt insbesondere nicht für die Ableitung radioaktiver Stoffe mit Luft oder Wasser und nicht für umschlossene Strahlenquellen, kontaminierte Nahrungsmittel, Interventionsfälle und die Sanierung bergbaulicher Hinterlassenschaften.

Aktivitäten von Radionukliden brauchen nicht berücksichtigt zu werden, sofern diese Aktivitäten nicht Gegenstand einer anzeige- oder genehmigungspflichtigen Tätigkeit mit radioaktiven Stoffen sind. Dies gilt auch für Gebäude und Bodenflächen.

3 Allgemeine Voraussetzungen und Schutzziele

Vor einer Freigabe geringfügig kontaminierter oder aktivierter Feststoffe, Gebäude und Bodenflächen sollte geprüft werden, ob eine Wiederverwendung oder Verwertung gegebenenfalls im kerntechnischen Bereich unter zumutbaren Bedingungen möglich ist. Im Falle von schwach radioaktivem Schrott kann dies z. B. dadurch geschehen, daß er im Rahmen einer Umgangsgenehmigung eingeschmolzen wird und aus dem so entstehenden Rohstoff Behälter, Abschirmungen oder andere Teile hergestellt werden, die als Teile in kerntechnischen Anlagen oder zur Endlagerung radioaktiver Abfälle wiederverwendet werden.

Voraussetzung für eine Freigabe aus anzeige- oder genehmigungspflichtigem Umgang ist der Nachweis, daß die vorhandene Radioaktivität geringfügig ist und das nachfolgend dargestellte Freigabeverfahren eingehalten wird. Die Freigabe bedarf der Genehmigung, sofern sie nicht sonst nach dem Strahlenschutzrecht erlaubt ist. Durch die Einhaltung der im folgenden dargelegten Kriterien wird der Nachweis der Geringfügigkeit erbracht.

In begründeten Einzelfällen kann der Nachweis der geringfügigen Aktivität durch andere als die hier dargestellten Verfahren und Kriterien erbracht werden. Dies kann insbesondere von Interesse sein für Entsorgungs- und Verwertungsmöglichkeiten, für die keine Freigabewerte empfohlen worden sind. Dabei ist darzulegen, daß durch die mögliche Exposition von Einzelpersonen auch unter Berücksichtigung verschiedener Anwendungsbereiche (Mehrfachexpositionen) das übergeordnete Schutzziel von einigen 10 μSv in einem Jahr gemäß [IAE 88] nicht verletzt wird.

Eine gezielte Vermischung der kontaminierten oder aktivierten Stoffe mit nicht oder weniger radioaktiven Stoffen mit dem alleinigen Ziel der Erreichung einer Freigabe ist abzulehnen.

3.1 Begriff der geringfügigen Strahlenexposition und Aktivität

Die Internationale Atomenergieorganisation (IAEO) empfiehlt, die Exposition aus verschiedenen Anwendungsbereichen (im Sinne von „practice“ der IAEO) auf die jährliche effektive Dosis von einigen 10 μSv für Einzelpersonen zu beschränken [IAE 88]. Diese Dosis kann als vernachlässigbar angesehen werden. Da eine Einzelperson durch verschiedene Anwendungsbereiche zugleich exponiert werden kann, empfiehlt die IAEO eine Beschränkung der Dosis im Bereich von 10 μSv in einem Jahr für einen einzelnen Anwendungsbereich. Auf dieser Basis wird der Begriff „geringfügige Aktivität“, wie bereits in [SSK 87], [SSK 92], [SSK 96] und [SSK 97], als Maßstab für eine Freigabe übernommen.

In der neuen EURATOM Richtlinie [EUR 96] wird das 10 μ Sv-Konzept gemäß [IAE 88] für die Freigabe in einem Anwendungsbereich zugrunde gelegt. Da die SSK-Empfehlungen zur Freigabe bereits auf dieser Basis abgeleitet wurden, sind sie mit der Anforderung der neuen EU-Richtlinie konform.

In den freizugebenden Stoffen, Gebäuden und Bodenflächen gibt es typischerweise Radionuklide, die nur einen sehr geringen Anteil an der Gesamtaktivität haben. Solche Radionuklide können unberücksichtigt bleiben, sofern sie insgesamt mit weniger als 10 % zur Individualdosis beitragen.

Weiterhin soll nach [EUR 96] und [IAE 88] die durch die Freigabe verursachte kollektive Dosis während eines Jahres nicht mehr als ca. 1 Personen-Sievert betragen. Anderenfalls müßte durch eine Bewertung der Schutzoptimierung gezeigt werden, daß die Freigabe die optimale Lösung darstellt. Die SSK ist der Auffassung [SSK 85], daß die Kollektivdosis zwar als Hilfsmittel bei der Optimierung von Arbeitsabläufen und Schutzvorkehrungen im Bereich der beruflichen Exposition herangezogen werden kann, aber als sinnvolles Maß für die strahlenbedingte Schadenserwartung der Gesamtbevölkerung nicht geeignet ist, insbesondere dann nicht, wenn, wie im Falle der Freigabe, die Individualdosen geringfügig sind und damit weit unterhalb der natürlichen Strahlenexposition und ihrer regionalen Schwankungsbreite bleiben.

Im übrigen haben Abschätzungen gezeigt, daß die rechnerisch ermittelte Kollektivdosis durch die in Deutschland in absehbarer Zeit anfallenden freigebbaren Stoffe bei Einhaltung der Freigabekriterien unter 1 Personen-Sievert pro Jahr liegt (siehe z. B. [GÖR 89], [JOH 94], [DEC 97], [EUR 98]).

Das Kriterium der kollektiven Dosis von weniger als 1 Personen-Sievert pro Jahr kann somit bei der Freigabe von Materialien, Gebäuden und Bodenflächen in Deutschland hinsichtlich seiner praktischen Auswirkungen als erfüllt angesehen werden und wird bei der Herleitung der Freigabekriterien nicht weiter berücksichtigt.

3.2 Freigabeverfahren

Für die Freigabe müssen gewisse Bedingungen bezüglich Art, Menge und Aktivitätsgehalt der freizugebenden Stoffe, Gebäude und Bodenflächen erfüllt werden. Zur Erreichung der Voraussetzungen für eine Freigabe sind die Maßnahmen, wie

- Dekontamination,

- Abklingenlassen,
- Einschmelzen (z.B. für Metalle)¹

oder deren Kombination möglich.

Das Freigabeverfahren sollte insbesondere Anzeige bzw. Antrag an die zuständige Behörde, Freigabemessung und Dokumentation der Meßergebnisse umfassen. Das Meßverfahren soll repräsentative Ergebnisse liefern. Bei jeder Freigabe sollten durch ein geeignetes Buchführungs- oder Dokumentationssystem alle freizugebenden Stoffe, Gebäude und Bodenflächen erfaßt und dokumentiert werden. Insbesondere sind Art, Menge, Aktivitätsgehalt, Verbleib (Empfänger) und Abgabezeitpunkt der freizugebenden Stoffe zu dokumentieren. Detaillierte Angaben zum Freigabemeßverfahren sind in der Normungsreihe DIN 25457 und der zugehörigen Dokumentation zu finden [DIN 96].

Ist eine Freigabe erfolgt, gelten die Stoffe, Gebäude und Bodenflächen nicht mehr als radioaktiv im Sinne des AtG. Deshalb sollten Kennzeichnungen und Hinweise auf Radioaktivität nach der Freigabe entfernt oder unkenntlich gemacht werden.

4 Kriterien für die Freigabe von Feststoffen

Die folgenden Kriterien sind allgemein bei der Freigabe von Feststoffen aus dem anzeige- oder genehmigungspflichtigen Umgang anzuwenden. Diese Freigabekriterien gelten nicht für flüssige oder gasförmige Stoffe sowie für kontaminierte Bodenflächen oder Gebäude.

1. Grundsätzlich sind für die Freigabe sowohl die Einhaltung der massenspezifischen Freigabewerte der Tabelle 1 als auch die Einhaltung der Freigabewerte der Flächenkontamination der Tabelle 2 anhand von Messungen nachzuweisen. Die Bestimmung einer Flächenkontamination ist nur dann erforderlich, wenn eine feste Oberfläche vorhanden ist, an der eine Kontaminationsmessung erfolgen kann, und es sich um Gegenstände handelt, deren Handhabung nach der Freigabe zu erwarten ist.

Das Verfahren zum Nachweis der Einhaltung der Freigabewerte richtet sich nach der Art und Beschaffenheit der Stoffe.

¹⁾ Gemeint ist das Einschmelzen unter strahlenschutzrechtlicher Genehmigung vor der uneingeschränkten Freigabe.

2. Die spezifische Aktivität darf den entsprechenden massenspezifischen Freigabewert gemäß Tabelle 1 nicht überschreiten. Für ein Radionuklidgemisch ist die Summe der Verhältniszahlen $f_i = C_i / R_i$ aus der freizugebenden spezifischen Aktivität (C_i) und den jeweiligen Freigabewerten (R_i) der einzelnen Radionuklide gemäß Tabelle 1 zu berechnen (Summenformel). Diese Summe darf den Wert 1 nicht überschreiten. Radionuklide, für die insgesamt die Teilsumme der Verhältniszahlen f_i 10 % der Gesamtsumme der Verhältniszahlen f_i nicht überschreitet, können bei der Berechnung der Summenformel unberücksichtigt bleiben.

Sollten Mutter-Tochter-Radionuklidgemische in den freizugebenden Stoffen vorhanden sein, bleiben die Tochternuklide in der Summenformel unberücksichtigt, sofern sie in der Spalte 2 der Tabelle 3 erscheinen und sofern sie die säkulare Gleichgewichtsaktivität nicht übersteigen.

3. Die jeweilige Summe der flächenspezifischen Aktivitäten je Radionuklidgruppe in Spalte 1 der Tabelle 2 darf den zugehörigen gruppenspezifischen Kontaminationswert der Spalte 2 nicht überschreiten.
4. Die Mittelungsmasse soll im Regelfall 300 kg nicht überschreiten. Die Mittelungsfläche für zusammenhängende Flächen soll im Regelfall einige 100 cm² nicht überschreiten. Die Mittelungskriterien sind im Rahmen der Genehmigung festzulegen und unter Berücksichtigung der einer Freigabemessung zu unterziehenden Stoffe sowie des gewählten Freigabemeßverfahrens sachgerecht zu wählen.

Sollte ein nicht aufgeführtes Radionuklid relevant sein, kann der Freigabewert in Anlehnung an die dargestellten Berechnungsverfahren und unter Berücksichtigung der in Kapitel 3 angegebenen Voraussetzungen und Schutzziele abgeleitet werden.

Tabelle 1: Massenspezifische Freigabewerte für Feststoffe

Radio- nuklid	Uneinge- schränkte Freigabe	Freigabe zur Beseitigung	Freigabe von Metall- schrott zur Rezyklierung	Radio- nuklid	Uneinge- schränkte Freigabe	Freigabe zur Beseitigung	Freigabe von Metall- schrott zur Rezyklierung
	Bq/g	Bq/g	Bq/g		Bq/g	Bq/g	Bq/g
H 3	1E+3	1E+3	1E+3	As 73	1E+2	1E+3	1E+2
Be 7	3E+1	2E+2	3E+2	As 74	5E+0	1E+1	1E+1
C 14	8E+1	2E+3	8E+1	As 76	1E+2	1E+2	1E+2
O 15	1E+2	1E+2	1E+2	As 77	1E+3	1E+3	1E+3
F 18	1E+1	1E+1	1E+1	Se 75	3E+0	3E+1	3E+0
Na 22	1E-1	4E+0	1E-1	Br 82	1E+1	1E+1	1E+1
Na 24	1E+1	1E+1	1E+1	Rb 86	2E+1	9E+1	2E+1
Si 31	1E+3	1E+3	1E+3	Sr 85	1E+0	2E+1	1E+0
P 32	2E+1	1E+3	2E+1	Sr 85m	1E+2	1E+2	1E+2
P 33	2E+2	4E+4	2E+2	Sr 87m	1E+2	1E+2	1E+2
S 35	6E+1	2E+2	6E+2	Sr 89	2E+1	1E+3	2E+1
Cl 36	8E+0	8E+0	1E+1	Sr 90	2E+0	2E+0	9E+0
Cl 38	1E+1	1E+1	1E+1	Sr 91	1E+1	1E+1	1E+1
K 42	1E+2	1E+2	1E+2	Sr 92	1E+1	1E+1	1E+1
K 43	1E+1	1E+1	1E+1	Y 90	1E+3	1E+3	1E+3
Ca 45	7E+1	7E+3	6E+2	Y 91	2E+1	1E+3	3E+1
Ca 47	1E+1	1E+1	1E+1	Y 91m	1E+2	1E+2	1E+2
Sc 46	3E-1	4E+0	3E-1	Y 92	1E+2	1E+2	1E+2
Sc 47	1E+2	1E+2	1E+2	Y 93	1E+2	1E+2	1E+2
Sc 48	1E+1	1E+1	1E+1	Zr 93	1E+1	1E+3	1E+1
V 48	1E+0	3E+0	1E+1	Zr 95	5E-1	5E+0	6E-1
Cr 51	1E+2	3E+2	1E+3	Zr 97	1E+1	1E+1	1E+1
Mn 51	1E+1	1E+1	1E+1	Nb 93m	4E+2	1E+4	4E+2
Mn 52	1E+1	1E+1	1E+1	Nb 94	2E-1	6E+0	4E-1
Mn 52m	1E+1	1E+1	1E+1	Nb 95	2E+0	1E+1	1E+1
Mn 53	1E+3	1E+3	1E+4	Nb 97	1E+1	1E+1	1E+1
Mn 54	4E-1	1E+1	2E+0	Nb 98	1E+1	1E+1	1E+1
Mn 56	1E+1	1E+1	1E+1	Mo 90	1E+1	1E+1	1E+1
Fe 52	1E+1	1E+1	1E+1	Mo 93	2E+1	4E+1	2E+2
Fe 55	2E+2	1E+4	1E+4	Mo 99	1E+2	1E+2	1E+2
Fe 59	1E+0	7E+0	1E+1	Mo 101	1E+1	1E+1	1E+1
Co 55	1E+1	1E+1	1E+1	Tc 96	1E+1	1E+1	1E+1
Co 56	2E-1	2E+0	4E-1	Tc 96m	1E+3	1E+3	1E+3
Co 57	2E+1	1E+2	2E+1	Tc 97	1E+2	1E+2	4E+2
Co 58	9E-1	9E+0	1E+0	Tc 97m	8E+1	1E+3	1E+3
Co 58m	1E+4	1E+4	1E+4	Tc 99	1E+1	1E+1	4E+1
Co 60	1E-1	4E+0	6E-1	Tc 99m	1E+2	1E+2	1E+2
Co 60m	1E+3	1E+3	1E+3	Ru 97	1E+2	1E+2	1E+2
Co 61	1E+2	1E+2	1E+2	Ru 103	4E+0	2E+1	4E+1
Co 62m	1E+1	1E+1	1E+1	Ru 105	1E+1	1E+1	1E+1
Ni 59	8E+2	5E+3	1E+4	Ru 106	1E+0	4E+1	1E+0
Ni 63	3E+2	3E+3	1E+4	Rh 103m	1E+4	1E+4	1E+4
Ni 65	1E+1	1E+1	1E+1	Rh 105	1E+2	1E+2	1E+2
Cu 64	1E+2	1E+2	1E+2	Pd 103	3E+2	1E+3	3E+2
Zn 65	5E-1	1E+1	5E-1	Pd 109	1E+3	1E+3	1E+3
Zn 69	1E+4	1E+4	1E+4	Ag 105	4E+0	2E+1	4E+1
Zn 69m	1E+2	1E+2	1E+2	Ag 108m	2E-1	6E+0	8E-1
Ga 72	1E+1	1E+1	1E+1	Ag 110m	1E-1	3E+0	5E-1
Ge 71	4E+3	1E+4	4E+3	Ag 111	4E+1	4E+2	4E+1

Tabelle 1: Massenspezifische Freigabewerte für Feststoffe^{*)}

Radio- nuklid	Uneinge- schränkte Freigabe	Freigabe zur Beseitigung	Freigabe von Metall- schrott zur Rezyklierung	Radio- nuklid	Uneinge- schränkte Freigabe	Freigabe zur Beseitigung	Freigabe von Metall- schrott zur Rezyklierung
	Bq/g	Bq/g	Bq/g		Bq/g	Bq/g	Bq/g
Cd 109	2E+1	4E+3	2E+1	Ce 141	7E+1	1E+2	7E+1
Cd 115	1E+2	1E+2	1E+2	Ce 143	1E+2	1E+2	1E+2
Cd 115m	2E+1	4E+2	2E+1	Ce 144	9E+0	1E+2	1E+1
In 111	1E+2	1E+2	1E+2	Pr 142	1E+2	1E+2	1E+2
In 113m	1E+2	1E+2	1E+2	Pr 143	4E+1	1E+4	4E+1
In 114m	1E+1	8E+1	1E+1	Nd 147	5E+1	8E+1	5E+1
In 115m	1E+2	1E+2	1E+2	Nd 149	1E+2	1E+2	1E+2
Sn 113	2E+0	4E+1	2E+0	Pm 147	2E+2	1E+4	6E+3
Sn 125	2E+1	3E+1	2E+1	Pm 149	1E+3	1E+3	1E+3
Sb 122	1E+2	1E+2	1E+2	Sm 151	5E+2	5E+3	7E+3
Sb 124	5E-1	5E+0	5E-1	Sm 153	1E+2	1E+2	1E+2
Sb 125	8E-1	2E+1	3E+0	Eu 152	2E-1	8E+0	5E-1
Te 123m	1E+1	9E+1	1E+1	Eu 152m	1E+2	1E+2	1E+2
Te 125m	6E+1	1E+3	6E+1	Eu 154	2E-1	7E+0	5E-1
Te 127	1E+3	1E+3	1E+3	Eu 155	3E+1	1E+2	3E+1
Te 127m	2E+1	1E+3	5E+1	Gd 153	2E+1	1E+2	2E+1
Te 129	1E+2	1E+2	1E+2	Gd 159	1E+3	1E+3	1E+3
Te 129m	2E+1	1E+2	2E+1	Tb 160	6E-1	9E+0	6E-1
Te 131	1E+2	1E+2	1E+2	Dy 165	1E+3	1E+3	1E+3
Te 131m	1E+1	1E+1	1E+1	Dy 166	1E+3	1E+3	1E+3
Te 132	1E+2	1E+2	1E+2	Ho 166	1E+3	1E+3	1E+3
Te 133	1E+1	1E+1	1E+1	Er 169	1E+2	1E+4	1E+2
Te 133m	1E+1	1E+1	1E+1	Er 171	1E+2	1E+2	1E+2
Te 134	1E+1	1E+1	1E+1	Tm 170	4E+1	1E+3	7E+1
I 123	1E+2	1E+2	1E+2	Tm 171	5E+2	1E+4	7E+2
I 125	3E+0	1E+2	3E+0	Yb 175	1E+3	1E+3	1E+3
I 126	2E+0	2E+1	2E+0	Lu 177	1E+3	1E+3	1E+3
I 129	4E-1	4E-1	4E-1	Hf 181	4E+0	1E+1	1E+1
I 130	1E+1	1E+1	1E+1	Ta 182	5E-1	7E+0	5E-1
I 131	2E+0	2E+1	2E+0	W 181	6E+1	1E+3	6E+1
I 132	1E+1	1E+1	1E+1	W 185	1E+2	1E+4	7E+2
I 133	1E+1	1E+1	1E+1	W 187	1E+2	1E+2	1E+2
I 134	1E+1	1E+1	1E+1	Re 186	1E+3	1E+3	1E+3
I 135	1E+1	1E+1	1E+1	Re 188	1E+2	1E+2	1E+2
Cs 129	1E+2	1E+2	1E+2	Os 185	5E-1	1E+1	5E-1
Cs 131	9E+2	1E+3	9E+2	Os 191	9E+1	1E+2	9E+1
Cs 132	1E+1	1E+1	1E+1	Os 191m	1E+3	1E+3	1E+3
Cs 134	2E-1	6E+0	2E-1	Os 193	1E+2	1E+2	1E+2
Cs 134m	1E+3	1E+3	1E+3	Ir 190	2E+0	3E+0	1E+1
Cs 135	2E+1	7E+2	2E+1	Ir 192	1E+0	1E+1	2E+0
Cs 136	2E+0	4E+0	1E+1	Ir 194	1E+2	1E+2	1E+2
Cs 137	5E-1	1E+1	6E-1	Pt 191	1E+2	1E+2	1E+2
Cs 138	1E+1	1E+1	1E+1	Pt 193m	1E+3	1E+3	1E+3
Ba 131	2E+1	2E+1	9E+1	Pt 197	1E+3	1E+3	1E+3
Ba 140	2E+0	3E+0	1E+1	Pt 197m	1E+2	1E+2	1E+2
La 140	1E+1	1E+1	1E+1	Au 198	1E+2	1E+2	1E+2
Ce 139	9E+0	8E+1	9E+0	Au 199	1E+2	1E+2	1E+2

*) Für das Radionuklid Ac 227 wird in den EU-Grundnormen [EUR 96] keine Freigrenze angegeben; deshalb wurde dieses Radionuklid in die obige Tabelle nicht aufgenommen. Gemäß den angegebenen Berechnungsverfahren ergeben sich für Ac 227 folgende massenspezifische Freigabewerte: Uneingeschränkte Freigabe: 7E-3 Bq/g, Freigabe zur Beseitigung: 3E-1 Bq/g.

Tabelle 1: Massenspezifische Freigabewerte für Feststoffe^{*)}

Radio- nuklid	Uneinge- schränkte Freigabe	Freigabe zur Beseitigung	Freigabe von Metall- schrott zur Rezyklierung	Radio- nuklid	Uneinge- schränkte Freigabe	Freigabe zur Beseitigung	Freigabe von Metall- schrott zur Rezyklierung
	Bq/g	Bq/g	Bq/g		Bq/g	Bq/g	Bq/g
Hg 197	1E+2	1E+2	1E+2	U 240	1E+3	1E+3	1E+3
Hg 197m	1E+2	1E+2	1E+2	Np 237	9E-2	1E+0	6E-1
Hg 203	1E+1	4E+1	3E+1	Np 239	1E+2	1E+2	1E+2
Tl 200	1E+1	1E+1	1E+1	Np 240	1E+1	1E+1	1E+1
Tl 201	1E+2	1E+2	1E+2	Pu 234	1E+2	1E+2	1E+2
Tl 202	2E+1	2E+1	1E+2	Pu 235	1E+2	1E+2	1E+2
Tl 204	4E+1	1E+4	3E+2	Pu 236	1E-1	1E+1	7E-1
Pb 203	1E+2	1E+2	1E+2	Pu 237	2E+2	3E+2	5E+2
Pb 210	3E-2	1E+1	6E-2	Pu 238	4E-2	1E+0	3E-1
Pb 212	1E+1	1E+1	1E+1	Pu 239	4E-2	1E+0	2E-1
Bi 206	1E+1	1E+1	1E+1	Pu 240	4E-2	1E+0	2E-1
Bi 207	2E-1	6E+0	6E-1	Pu 241	2E+0	1E+2	1E+1
Bi 210	1E+3	1E+3	1E+3	Pu 242	4E-2	1E+0	3E-1
Bi 212	1E+1	1E+1	1E+1	Pu 243	1E+3	1E+3	1E+3
Po 203	1E+1	1E+1	1E+1	Pu 244	4E-2	1E+0	3E-1
Po 205	1E+1	1E+1	1E+1	Am 241	5E-2	1E+0	3E-1
Po 207	1E+1	1E+1	1E+1	Am 242	1E+3	1E+3	1E+3
Po 210	4E-2	1E+1	1E+0	Am 242m	5E-2	1E+0	3E-1
At 211	1E+3	1E+3	1E+3	Am 243	5E-2	1E+0	3E-1
Ra 223	5E-1	2E+1	5E-1	Cm 242	8E-1	5E+1	5E+0
Ra 224	1E+1	1E+1	1E+1	Cm 243	7E-2	1E+0	4E-1
Ra 225	2E-1	9E+0	4E-1	Cm 244	8E-2	1E+1	5E-1
Ra 226	3E-2	1E-1	4E-1	Cm 245	4E-2	1E+0	3E-1
Ra 227	1E+2	1E+2	1E+2	Cm 246	5E-2	1E+0	3E-1
Ra 228	7E-2	8E+0	7E-1	Cm 247	5E-2	1E+0	3E-1
Ac 228	1E+1	1E+1	1E+1	Cm 248	1E-2	1E+0	8E-2
Th 226	1E+3	1E+3	1E+3	Bk 249	3E+1	1E+3	2E+2
Th 227	2E-1	7E+0	3E-1	Cf 246	1E+3	1E+3	1E+3
Th 228	1E-1	1E+0	4E-1	Cf 248	5E-1	1E+1	3E+0
Th 229	2E-2	1E+0	1E-1	Cf 249	7E-2	1E+0	4E-1
Th 230	5E-2	1E+0	3E-1	Cf 250	1E-1	8E+0	9E-1
Th 231	1E+3	1E+3	1E+3	Cf 251	7E-2	1E+0	4E-1
Th 232	3E-2	1E+0	3E-1	Cf 252	2E-1	1E+1	1E+0
Th 234	1E+1	5E+2	1E+1	Cf 253	4E+0	1E+2	4E+1
Pa 230	6E+0	1E+1	1E+1	Cf 254	1E-1	1E+0	7E-1
Pa 231	7E-3	8E-2	2E-1	Es 253	2E+0	9E+1	8E+0
Pa 233	2E+1	5E+1	6E+1	Es 254	4E-1	8E+0	3E+0
U 230	3E-1	1E+1	9E-1	Es 254m	1E+2	1E+2	1E+2
U 231	1E+2	1E+2	1E+2	Fm 254	1E+4	1E+4	1E+4
U 232	6E-2	1E+0	8E-1	Fm 255	1E+3	1E+4	1E+3
U 233	4E-1	2E+0	3E+0				
U 234	5E-1	9E+0	2E+0				
U 235	5E-1	3E+0	8E-1				
U 236	5E-1	1E+1	3E+0				
U 237	1E+2	1E+2	1E+2				
U 238	6E-1	1E+1	2E+0				
U 239	1E+2	1E+2	1E+2				

*) Für das Radionuklid Ac 227 wird in den EU-Grundnormen [EUR 96] keine Freigrenze angegeben; deshalb wurde dieses Radionuklid in die obige Tabelle nicht aufgenommen. Gemäß den angegebenen Berechnungsverfahren ergeben sich für Ac 227 folgende massenspezifische Freigabewerte: Uneingeschränkte Freigabe: 7E-3 Bq/g, Freigabe zur Beseitigung: 3E-1 Bq/g.

Tabelle 2: Freigabewerte der Flächenkontamination

Radionuklide						Freigabewerte der Flächenkontamination* [Bq/cm ²]
H 3	Be 7	C 14	F 18	Si 31	P 33	5
S 35	Cl 38	K 40	Ca 45	V 48	Cr 51	
Mn 51	Mn 52m	Mn 53	Mn 56	Fe 55	Co 58m	
Co 60m	Co 61	Co 62m	Ni 59	Ni 63	Ni 65	
Cu 64	Zn 69	Ge 71	Sr 85m	Sr 87m	Y 91m	
Nb 97	Nb 98	Mo 101	Tc 96m	Tc 97	Tc 99	
Tc 99m	Rh 103m	In 113m	In 115m	Te 127	Te 129	
Te 131	Te 133	Te 134	I 129	I 134		
Cs 129	Cs 131	Cs 134m	Cs 135	Cs 138		
Nd 149	Pm 147	Dy 165	W 181	Os 191m		
Pt 197m	Tl 201	Po 203	Po 205	Po 207		
Ra 227	U 239	Np 240	Pu 235	Pu 243		
Na 22	Na 24	P 32	Cl 36	K 42	K43	0,5
Ca 47	Sc 46	Sc 47	Sc 48	Mn 52	Mn 54	
Fe 52	Fe 59	Co 55	Co 56	Co 57	Co 58	
Co 60	Zn 65	Zn 69m	Ga 72	As 73	As 74	
As 76	As 77	Se 75	Br 82	Rb 86	Sr 85	
Sr 89	Sr 90	Sr 91	Sr 92	Y 90	Y 91	
Y 92	Y 93	Zr 93	Zr 95	Zr 97	Nb 93m	
Nb 94	Nb 95	Mo 90	Mo 93	Mo 99	Tc 96	
Tc 97m	Ru 97	Ru 103	Ru 105	Ru 106	Rh 105	
Pd 103	Pd 109	Ag 105	Ag 108m	Ag 110m	Ag 111	
Cd 109	Cd 115	Cd 115m	In 111	In 114m	Sn 113	
Sn 125	Sb 122	Sb 124	Sb 125	Te 123m	Te 125m	
Te 127m	Te 129m	Te 131m	Te 132	Te 133m	I 123	
I 125	I 126	I 130	I 131	I 132	I 133	
I 135	Cs 132	Cs 134	Cs 136	Cs 137	Ba 131	
Ba 140	La 140	Ce 139	Ce 141	Ce 143	Ce 144	
Pr 142	Pr 143	Nd 147	Pm 149	Sm 151	Sm 153	
Eu 152	Eu 152m	Eu 154	Eu 155	Gd 153	Gd 159	
Tb 160	Dy 166	Ho 166	Er 169	Er 171	Tm 170	
Tm 171	Yb 175	Lu 177	Hf 181	Ta 182	W 185	
W 187	Re 186	Re 188	Os 185	Os 191	Os 193	
Ir 190	Ir 192	Ir 194	Pt 191	Pt 193m	Pt 197	
Au 198	Au 199	Hg 197	Hg 197m	Hg 203	Tl 200	
Tl 202	Tl 204	Pb 203	Pb 210	Pb 212	Bi 206	
Bi 207	Bi 210	Bi 212	At 211	Ra 224	Ac 228	
Th 226	Th 231	Th 232	Th 234	Pa 230		
Pa 233	U 231	U 235	U 236	U 237		
U 238	U 240	Np 239	Pu 234	Pu 237		
Pu 241	Pu 244	Am 242	Bk 249	Cf 246		
Cf 253	Es 253	Es 254m	Fm 254	Fm 255		
Po 210	Ra 223	Ra 225	Ra 226	Ra 228	Th 227	0,05
Th 228	Th 229	Th 230	Pa 231	U 230	U 232	
U 233	U 234	Np 237	Pu 236	Pu 238	Ac 227	
Pu 239	Pu 240	Pu 242	Am 241	Am 242m		
Am 243	Cm 242	Cm 243	Cm 244	Cm 245		
Cm 246	Cm 247	Cm 248	Cf 248	Cf 249		
Cf 250	Cf 251	Cf 252	Cf 254	Es 254		

*) Diese Werte sind jeweils für die Summe der flächenspezifischen Aktivitäten in jeder Radionuklidgruppe der Spalte 1 einzuhalten. Eine Summenformel ist nicht anzuwenden.

Tabelle 3: Liste der Radionuklide in säkularem Gleichgewicht

Mutternuklide	Tochternuklide
Sr 90	Y 90
Zr 95	Nb 95, Nb 95m
Ru 103	Rh 103m
Ru 106	Rh 106
Pd 103	Rh 103m
Ag 108m	Ag 108
Ag 110m	Ag 110
Cd 109	Ag 109m
In 114m	In 114
Sn 113	In 113m
Sb 125	Te 125m
Te 127m	Te 127
Te 129m	Te 129
Cs 137	Ba 137m
Ba 131	Cs 131
Ba 140	La 140
Ce 144	Pr 144, Pr 144m
Ir 190	Os 190m
Pb 210	Bi 210
Ra 223	Rn 219, Po 215, Pb 211, Bi 211, Tl 207, Po 211
Ra 225	Ac 225, Fr 221, At 217, Bi 213, Tl 209, Po 213, Pb 209
Ra 226	Rn 222, Po 218, Pb 214, Bi 214, Po 214
Ra 228	Ac 228
Th 227	Ra 223, Rn 219, Po 215, Pb 211, Bi 211, Tl 207, Po 211
Th 228	Ra 224, Rn 220, Po 216, Pb 212, Bi 212, Tl 208, Po 212
Th 229	Ra 225, Ac 225, Fr 221, At 217, Bi 213, Tl 209, Po 213, Pb 209
Th 234	Pa 234m, Pa 234
U 230	Th 226, Ra 222, Rn 218, Po 214
U 235	Th 231
U 238	Th 234, Pa 234m, Pa 234
Np 237	Pa 233
Pu 244	U 240, Np 240m, Np 240
Am 242m	Np 238, Am 242
Am 243	Np 239
Cm 247	Pu 243
Cf 253	Cm 249, Es 253
Es 254	Bk 250

4.1 Uneingeschränkte Freigabe

Die in der Spalte 2 der Tabelle 1 angegebenen Freigabewerte gelten für Feststoffe aus dem anzeige- oder genehmigungspflichtigem Umgang. Beispiele sind wiederverwendbare Komponenten, Schrott oder Baureststoffe. Bei der uneingeschränkten Freigabe spielen die Art der Abgabe sowie der Zustand der Feststoffe keine Rolle. Nach der Freigabe können die Feststoffe wiederverwendet, verwertet oder wie gewöhnliche Abfälle beseitigt werden.

4.2 Freigabe zur Beseitigung

Die Freigabewerte der Spalte 3 der Tabelle 1 gelten für nicht verwertbare feste Abfälle. Für die freizugebenden Abfälle muß deshalb sichergestellt werden, daß sie entweder auf einer Deponie oder in einer Thermischen Behandlungsanlage (TBA) (bisher als Müllverbrennungsanlage bezeichnet) beseitigt werden, d.h., eine stoffliche Verwertung und Wiederverwendung müssen ausgeschlossen sein. Dies ist im einzelnen nachzuweisen. Die Beseitigung besonders überwachungsbedürftiger Abfälle bedarf der Einzelfallbetrachtung (vgl. Kap. 3).

4.3 Freigabe von Metallschrott zur Rezyklierung

Die Freigabewerte in der Spalte 4 der Tabelle 1 gelten für alle Metalltypen, die als Schrott zum Einschmelzen freigegeben werden. Die Freigabewerte beziehen sich nicht auf Metalle, die vor der Freigabe im Rahmen einer Genehmigung eingeschmolzen worden sind. Für Verbundstoffe, wie Elektroschrott, Elektrokabel oder bewehrter Beton, ist vor der Freigabe eine Trennung vorzunehmen, wonach die Metallfraktion bei Unterschreitung dieser Freigabewerte freigegeben werden kann.

Es muß sichergestellt werden, daß der freizugebende Metallschrott eingeschmolzen wird.

5 Kriterien für die Freigabe von Gebäuden

Die folgenden Kriterien beziehen sich auf Gebäude kerntechnischer Anlagen sowie Gebäude, in denen ein anzeige- oder genehmigungspflichtiger Umgang mit sonstigen radioaktiven Stoffen stattgefunden hat. Der Begriff „Gebäude“ umfaßt einzelne Gebäude, Räume, Raumteile sowie Bauteile.

Die Freigabemessung eines Gebäudes soll grundsätzlich an der stehenden Struktur erfolgen. Loser Bauschutt, der zwangsläufig während einer Stilllegung bzw. einer Umbaumaßnahme entsteht, kann nach massenspezifischen Freigabekriterien freigegeben werden (s. Abschnitt 4.1 oder 4.2).

Bei der Freigabe von Gebäuden sind folgende Kriterien zu erfüllen.

1. Die Flächenkontamination der Gebäude unterschreitet die Freigabewerte der Spalte 2 der Tabelle 2. Die Flächenkontamination der Gebäude wird als Verhältnis zwischen der Summe der festhaftenden, nicht-festhaftenden und eingedrungenen Aktivität, die sich unter der freizumessenden Fläche befindet, und der freizumessenden Fläche berechnet.

Die flächenspezifischen Freigabewerte gelten für die jeweilige Summe der flächenspezifischen Aktivitäten je Radionuklidgruppe in Spalte 1 der Tabelle 2.

Das Verfahren zum Nachweis der Einhaltung der Freigabewerte ist im Rahmen der Genehmigung festzulegen und unter Berücksichtigung der Gegebenheiten in den freizumessenden Gebäuden sachgerecht zu wählen.

2. Die Mittelungsfläche soll im Regelfall 1 m^2 nicht überschreiten. Ist sichergestellt, daß das Gebäude nach der Freigabe abgerissen wird, darf die Mittelungsfläche auch größer als 1 m^2 sein. Dabei darf die Mittelungsfläche aus einzelnen zusammenhängenden Flächen, wie z.B. Wänden, Decken oder Böden, bestehen. Die Entscheidungsmessungen können anhand eines geeigneten Stichprobenverfahrens durchgeführt werden.

6 Kriterien für die Freigabe von Bodenflächen

Für die uneingeschränkte Freigabe kontaminierter Bodenflächen ist die Einhaltung des Richtwertes von $10 \text{ } \mu\text{Sv}$ in einem Jahr durch entsprechende Berechnungen nachzuweisen. Dabei sind die Nutzungen der freizugebenden Bodenflächen, die am Standort als realistisch anzusetzen sind, und die dabei relevanten Expositionspfade in Betracht zu ziehen. Zum Nachweis der Einhaltung des o.a. Richtwertes sind Dosisberechnungen mit realistischen Randbedingungen durchzuführen.

Eine eingeschränkte Freigabe kontaminierter Bodenflächen kommt in Betracht, wenn bestimmte Anforderungen auch nach der Entlassung aus dem Geltungsbereich des Atomgesetzes eingehalten werden. Bei der Dosisberechnung brauchen

dann Nutzungsarten und Expositionspfade nicht betrachtet zu werden, wenn eine entsprechende Nutzungseinschränkung sichergestellt werden kann.

Vorbelastungen durch die natürliche Radioaktivität der Böden in der Umgebung und Kontaminationen, z.B. durch Ablagerungen infolge der Kernwaffenversuche und des Unfalls im KKW Tschernobyl oder durch die Düngung landwirtschaftlicher Flächen sind bei der Dosisberechnung in Bezug auf den o.a. Richtwert nicht zu berücksichtigen.

Bei der Ermittlung der abzuziehenden Vorbelastung der freizugebenden Bodenflächen und der Auswahl von Vergleichsflächen in der Umgebung ist zu beachten:

- a) Die Vergleichsflächen in der Umgebung sollten nach Bodenbeschaffenheit und -zusammensetzung der freizugebenden Bodenfläche entsprechen.
- b) Die Messungen zu Ermittlung der radiologischen Verhältnisse auf der freizugebenden Bodenfläche und der abzuziehenden Vorbelastung auf den Vergleichsflächen sollen repräsentativ sein. Das Meßverfahren muß an die zu erwartende oder zu vermutende Kontaminationsverteilung angepaßt sein.

7 Hinweise zum Nachweisverfahren im Rahmen der Freigabe

Die DIN Normungsreihe [DIN 96] enthält Angaben zum Nachweisverfahren (DIN 25457). Deshalb werden hier keine detaillierten Vorstellungen zum Nachweisverfahren entwickelt, sondern nur übergeordnete Gesichtspunkte angesprochen.

Grundsätzlich soll das Verfahren zum Nachweis der Einhaltung der Freigabewerte die Art und Beschaffenheit der freizugebenden Stoffe bzw. Gebäude oder Bodenfläche berücksichtigen. Dabei soll darauf geachtet werden, daß bei der Ermittlung der Aktivitäten in den freizugebenden Stoffen oder Gebäuden das Radionuklidgemisch adäquat nach DIN 25457 berücksichtigt wird. Für nicht gamma-spektrometrisch erfaßbare Radionuklide kann eine direkte Messung des Radionuklids schwierig, aufwendig und teuer sein. In solchen Fällen kann eine rechnerische Bestimmung des Radionuklids in Erwägung gezogen werden. Das DIN entwickelte in diesem Zusammenhang das Schlüsselnuklidverfahren, das in vielen Fällen zur Bestimmung schwermeßbarer Radionuklide gut geeignet ist.

7.1 Abfall aus der Anwendung von Isotopen

Für Kleinanwender und für den Einsatz von Radionukliden (z.B. in der Medizin und Forschung), wo die eingesetzte Aktivitätsmenge bekannt ist, kann die Möglichkeit einer Aktivitätsbestimmung über eine Bilanzierung ohne Freigabemessung gegeben sein. Dies soll allerdings im Einzelfall von der zuständigen Behörde geprüft werden. Dabei können die folgenden Punkte zur Aktivitätsermittlung herangezogen werden:

- die insgesamt eingesetzten Aktivitätsmengen,
- versuchs- bzw. betriebsbedingt auftretende Verdünnungen,
- Berücksichtigung des radioaktiven Zerfalls,
- verfahrensbedingte An- oder Abreicherungsverfahren,
- bekannte Verluste (z.B. beim Umfüllen oder Pipettieren).

7.2 Gebäude

Bei Meßverfahren, die zur Bestimmung der Flächenkontamination im Rahmen der Freigabe von Gebäuden im stehenden Zustand verwendet werden, muß sichergestellt sein, daß die von der Oberfläche in das Volumen eingedrungene Aktivität bis zu einer aus Voruntersuchungen bestimmten Eindringtiefe erfaßt wird. Dies ist insbesondere relevant bei Messungen an Wand- und Bodenflächen, die ggf. mehrfach erneuerte Dekontanstriche aufweisen. Ist das gewählte Nachweisverfahren dagegen nicht in der Lage, sowohl die Oberflächenaktivität als auch die ins darunterliegende Material eingedrungene Aktivität hinreichend zu erfassen, so müssen zusätzlich zu den Oberflächenmessungen geeignete massenspezifische Messungen an Wandproben durchgeführt werden.

In Abhängigkeit von der Aktivitätsverteilung im Gebäude bzw. in dessen Räumen können Stichprobenverfahren nach DIN 25457 [DIN 96], die den Nachweis der Unterschreitung des Grenzwertes der Flächenkontamination erbringen, festgelegt werden.

8 Literatur

- [BMU 95] 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
- [DEC 93] DECKERT, A.; HOPPE, G.; JOHN, T.; THIERFELDT, S.
Strahlenexposition durch konventionelle Beseitigung von Abfällen mit Restaktivität, Brenk Systemplanung, Aachen; Schriftenreihe Reaktorsicherheit und Strahlenschutz, BMU-1994-393, 1994
- [DEC 97] DECKERT, A.; THIERFELDT, S.
Konservativitätsanalyse bei Freigabegrenzwerten. Brenk Systemplanung Aachen, Bundesministerium für Bildung, Wissenschaft, Forschung und Technologie: Vorhaben 02S 7635 5, Universitätsbibliothek und TIB - Deutsche Forschungsberichte - Hannover 1997
- [DIN 96] DEUTSCHES INSTITUT FÜR NORMUNG E.V.
Strahlenschutz: Methoden und Anwendungen Normen, DIN-Taschenbuch 234, Beuth Verlag GmbH ISBN 3-410-13431-X, 1996
- [EUR 93] KOMMISSION DER EUROPÄISCHEN GEMEINSCHAFTEN (HRSG.)
Principles and Methods for Establishing Concentrations and Quantities (Exemption values) Below which Reporting is not Required in the European Directive - Radiation Protection 65. Report prepared by HARVEY, S., MOBBS, S., COOPER, J., CHAPUIS, A.M., SUGIER, A., SCHNEIDER, T., LOCHARD, J., JANSSENS, A., Doc.XI-028/93, 1993
- [EUR 96] EUROPÄISCHE UNION, RAT
Richtlinie 96/29/EURATOM des Rates vom 13. Mai 1996
zur Festlegung der grundlegenden Sicherheitsnormen für den Schutz der Gesundheit der Arbeitskräfte und der Bevölkerung gegen die Gefahren durch ionisierende Strahlungen. Amtsblatt der Europäischen Gemeinschaften, Nr. L 159/1, 39. Jahrgang, 29. Juni 1996.
- [EUR 98] KOMMISSION DER EUROPÄISCHEN UNION (HRSG.)
Recommended Radiological Protection Criteria for the Recycling of Metals from the Dismantling of Nuclear Installations. - Radiation Protection No. 89. Recommendation from the Group of Experts set up under the terms of Article 31 of the Euratom Treaty. Luxemburg, März 1998.
- [GÖR 89] GÖRTZ, R.; GRAF, R.; KNAUP, A.G.
Strahlenexposition der Bevölkerung infolge der Freigabe von Eisenmetallschrott aus Kernkraftwerken zur schadlosen Verwertung, Brenk Systemplanung, Aachen; BMU-1994-222, Schriftenreihe Reaktorsicherheit und Strahlenschutz des BMU, ISSN 0724-3316.

- [IAE 88] INTERNATIONALE ATOMENERGIEORGANISATION
Principles for the exemption of radiation sources and practices from regulatory control. Safety Series No.89, Vienna, 1988, ISBN 92-0-123888-6
- [IAE 96] INTERNATIONALE ATOMENERGIEORGANISATION (HRSG.)
Clearance Levels for Radionuclides in Solid Materials: Application of Exemption Principles (Interim Report for Comment) IAEA-TECDOC-855, ISSN 1011-4289, Wien, Januar 1996
- [JOH 94] JOHN, T.; DECKERT, A.; THIERFELDT, S.
Teil: Untersuchung zur schadlosen Verwertung von Bauschutt und Gebäudeteilen
Schriftenreihe Reaktorsicherheit und Strahlenschutz, BMU-1994-394, 1994
- [POS 95] POSCHNER, J.; SCHALLER, G.
Richtwerte für die spezifische Aktivität von schwach radioaktiv kontaminierten Abfällen, die konventionell entsorgt werden. Bundesamt für Strahlenschutz, FB Strahlenhygiene, BfS-ISH-169/95 (ISSN 0937-4558), Neuherberg, Januar 1995
- [SSK 85] STRAHLENSCHUTZKOMMISSION
Möglichkeiten und Grenzen der Anwendung der Kollektivdosis, Empfehlung der Strahlenschutzkommission vom 8. November 1984, Bundesanzeiger Nr. 126a vom 12.7.1985
- [SSK 87] STRAHLENSCHUTZKOMMISSION
Strahlenschutzgrundsätze zur schadlosen Wiederverwertung und -verwendung von schwach radioaktivem Stahl und Eisen aus Kernkraftwerken. Empfehlung der Strahlenschutzkommission vom 1. Oktober 1987, Bundesanzeiger Nr.5 vom 9.1.1988
- [SSK 92] STRAHLENSCHUTZKOMMISSION
Strahlenschutzgrundsätze zur schadlosen Wiederverwertung und -verwendung von schwach radioaktiven Nichteisenmetallen aus Kernkraftwerken. Empfehlung der Strahlenschutzkommission vom 10./11. Dezember 1992, Bundesanzeiger Nr.79 vom 28.4.1993
- [SSK 96] STRAHLENSCHUTZKOMMISSION
Verfahren und Kriterien für die Freigabe von Gebäuden mit geringfügiger Radioaktivität zum Abriß oder zur Weiternutzung. Empfehlung der Strahlenschutzkommission vom 08. Dezember 1995, Bundesanzeiger Nr. 64 vom 30.03.1996
- [SSK 97] STRAHLENSCHUTZKOMMISSION
Grundsätze für die Freigabe von Bodenflächen mit geringfügiger Radioaktivität aus genehmigungspflichtigem Umgang, Empfehlung der Strahlenschutzkommission vom 03./04. Juli 1997, Bundesanzeiger Nr. 211 vom 12.11.1997

Anhang:
Begründung der Freigabewerte

Inhaltsverzeichnis

	Seite
1 Vorgehensweise.....	3
2 Uneingeschränkte Freigabe	5
2.1 Abdeckendes Szenario zur äußeren Bestrahlung	6
2.2 Abdeckendes Szenario zur Inhalation.....	9
2.3 Abdeckendes Szenario zur Ingestion.....	10
3 Freigabe zur Beseitigung.....	11
3.1 Radiologisches Modell für die Beseitigung von Abfällen	11
3.1.1 Exposition der Deponiearbeiter durch äußere γ -Bestrahlung.....	38
3.1.2 Staubinhalation beim Einbau in die Deponie	14
3.1.3 Privatbrunnenszenario	15
3.1.4 Abluft einer Müllverbrennungsanlage	21
3.2 Bezug zu den Werten für die uneingeschränkte Freigabe	21
3.3 Verwertung der Müllverbrennungsschlacke.....	21
4 Freigabe von Metallschrott zur Rezyklierung	22
4.1 Radiologisches Modell für die Rezyklierung vom Metallschrott	23
4.2 Umsetzung der Freigabekriterien aus der EU-Empfehlung.....	24
4.3 Vergleich mit den früheren SSK-Empfehlungen für Metalle	25
5 Freigabe von Gebäuden	26
5.1 Radiologische Konsequenzen des Gebäudeabrisses mit anschließender Bauschuttverwertung.....	28
5.2 Radiologische Konsequenzen der Wiederverwendung des freigegebenen Gebäudes	29
5.3 Radiologische Konsequenzen der Deponierung des Abrißschutts und seiner Nutzung als Verfüllmaterial	29
5.4 Begründung der Mittelungsfläche.....	30
6 Literatur.....	32

1 Vorgehensweise

Die hier vorgelegte Gesamtempfehlung basiert auf Empfehlungen und Empfehlungsentwürfen der SSK und der EU Artikel 31-Gruppe. Dabei handelt es sich im einzelnen um:

- die Freigabe von metallischen Feststoffen zur Wiederverwendung und -verwertung [SSK 87], [SSK 92A], [EUR 88], [EUR 98],
- die Freigabe von Abfällen zur Beseitigung [BMU 95],
- die uneingeschränkte Freigabe [DEC 96],
- die Freigabe von Gebäuden zur Weiternutzung oder zum Abriß [SSK 96] und
- die Freigabe von Bodenflächen [SSK 97].

Die SSK-Empfehlung für die Freigabe von Bodenflächen beschränkt sich auf das radiologische Schutzziel und Empfehlungen zum Nachweisverfahren und enthält keine Freigabewerte [SSK 97]. Die Kriterien für die Freigabe wurden bereits im Kapitel 6 dargelegt. In diesem Anhang wird daher auf diese Grundsätze nicht weiter eingegangen.

Da die Kriterien in den übrigen Empfehlungen, insbesondere bezüglich der Geltungsbereiche und der Randbedingungen, unterschiedlich sind, war eine Anpassung notwendig. In der vorliegenden Empfehlung wurden weiterhin die Freigabewerte in Anbetracht des aktuellen Standes überprüft und konsistent zueinander gestaltet. In dem nachfolgenden Text werden die Anpassungsschritte sowie eine kurze Erläuterung zur Herleitung der Freigabewerte aufgeführt. Die detaillierte Beschreibung der Herleitung der Freigabewerte liegt in wissenschaftlichen Untersuchungen vor, auf die im Text jeweils verwiesen wird.

Zwei wesentliche Schritte wurden im Hinblick auf die zukünftige Anwendung durchgeführt. Zum einen wurden alle Freigabewerte unter Einbeziehung der Dosiskoeffizienten aus den EU-Strahlenschutzgrundnormen [EUR 96] neu berechnet. 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.

In den EU-Strahlenschutzgrundnormen von 1996 sind Freigrenzen für ca. 300 Radionuklide angegeben. Bis auf die radioaktiven Edelgase sind in der vorliegenden Gesamtempfehlung für diese Radionuklide Freigabewerte festgelegt. Sollte ein nicht aufgeführtes Radionuklid für die Freigabe relevant sein, kann unter sinnvoller Anwendung der hier diskutierten Kriterien und Modelle auf der Basis einer Einzelfallentscheidung ein Freigabewert abgeleitet werden.

Die Zerfallsprodukte vieler Radionuklide sind ebenfalls radioaktiv. Diese Tochter-nuklide werden immer nachgebildet und begleiten deshalb die Mutter-nuklide in den freizugebenden Materialien, bzw. auf möglichen Pfaden nach einer Freisetzung, beispielsweise im Grundwasser oder in der Abluft einer Verbrennungsanlage. Sollte die Halbwertszeit des Mutter-nuklids im Verhältnis zur Halbwertszeit des Tochter-nuklids lang sein, dann bildet sich ein Quasi-Gleichgewicht zwischen Mutter- und Tochter-nukliden, und man spricht von säkularem Gleichgewicht. In der Praxis ist Cs 137 und dessen Zerfallsprodukt Ba 137m ein wichtiges Beispiel. Das Tochter-nuklid Ba 137m ist dosisbestimmend, da es beim Zerfall eine energiereiche γ -Strahlung emittiert, und darf deshalb nicht vernachlässigt werden. Solche Fälle werden bei den Dosisberechnungen berücksichtigt, indem angenommen wird, daß die Tochter-nuklide mit Halbwertszeiten < 60 Tage und kürzer als die Halbwertszeit des Mutter-nuklids im säkularen Gleichgewicht mit dem Mutter-nuklid stehen. Dies entspricht dem Vorgehen, das bei der Herleitung der Freigrenzen angewendet wurde [EUR 93].

Bei der Herleitung der Freigabewerte wurde auf separate Szenarien, die spezifisch die Expositionen durch kurzlebige Radionuklide beschreiben, verzichtet, und es wurden nur Radionuklide mit einer Halbwertszeit länger als eine Woche einbezogen.¹ 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. Bei der Ableitung der Freigrenzen sind lediglich kleine Mengen betrachtet worden [EUR 93], so daß die dabei abgeleiteten Werte für die Freigabe kurzlebiger Radionuklide geeignet sind.

Die EU-Strahlenschutzgrundnormen von 1996 [EUR 96] enthalten außer Freigrenzen u.a. auch altersabhängige Dosiskoeffizienten für die Inkorporationswege Ingestion und Inhalation, die auf der Basis der Empfehlung Nr. 60 der Internationalen Strahlenschutzkommission (International Commission on Radiological Protection, ICRP) [ICR 60] berechnet worden sind. Bei der Herleitung der Freigabewerte in den verschiedenen SSK-Empfehlungen wurden bisher immer die Dosiskoeffizienten gemäß [BMU 89] (basierend auf [ICR 30]) verwendet. Um die Freigabewerte konsistent mit den neuen EU-Strahlenschutzgrundnormen zu gestalten, wurden die Dosisberechnungen mit den neuen Dosiskoeffizienten gemäß [EUR 96] durchgeführt. Hierzu werden die Dosiskoeffizienten aus der Tabelle C1 der EU-Strahlenschutzgrundnormen für Beschäftigte, wie z.B. Deponiearbeiter, herangezogen, während die Dosiskoeffizienten aus den Tabellen A und

¹⁾ Die nachgebildeten kurzlebigen Tochter-nuklide werden im Freigabewert des Mutter-nuklids berücksichtigt, z.B. wird die Dosis von dem aus Cs 137 entstandenen Ba 137m dem Cs 137 zugeschlagen.

B für die Bevölkerung verwendet wurden. Sind Dosiskoeffizienten für die verschiedenen Löslichkeitsklassen vorhanden, wurde jeweils der höchste Dosiskoeffizient gewählt. Bei der Berechnung der abdeckenden Szenarien (Abschnitt A2) wurde jeweils der maximale Dosiskoeffizient für Erwachsene aus der Tabelle C1 und A bzw. der Tabelle C1 und B verwendet.

2 Uneingeschränkte Freigabe

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 radionuklidspezifischen Freigabewert für die uneingeschränkte Freigabe festzulegen.

Aus den spezifischen Modellen zur Beseitigung (s. Kapitel 3) und zur Rezyklisierung 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].

2.1 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 wieder verwendet 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].

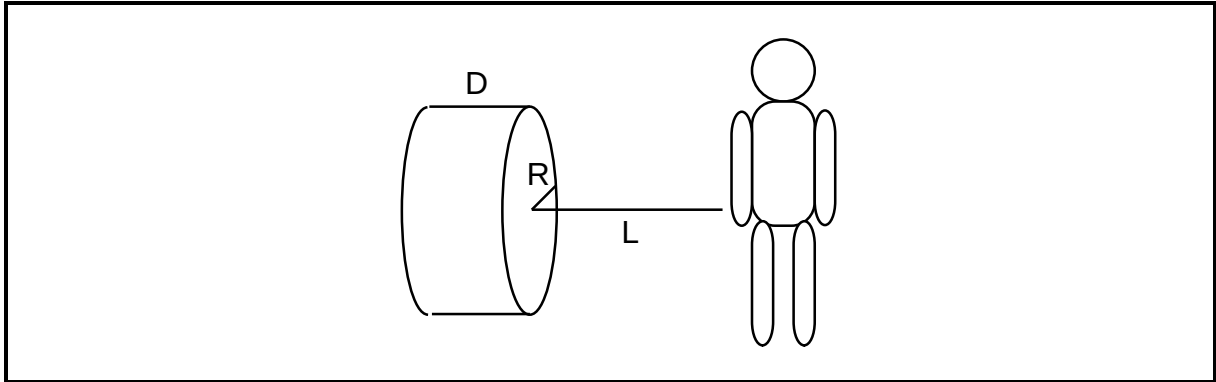


Abbildung A1: Abdeckendes Szenario für die äußere Bestrahlung (Expositionszeit = 1800 h/a, Radius $R = 0,5$ m; Dicke $D = 0,5$ m, Abstand zur exponierten Person $L = 1$ m)

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 1000 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 98] untersucht. Ein Vergleich mit den Ergebnissen aus [EUR 98] 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 bis-

her 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].

2.2 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 98]) 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 98]) untersucht. Das folgende Szenario:

Expositionszeit: 1800 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 98] (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 98]) wurde gezeigt, daß bei der Einhaltung der Grenzwerte der Flächenkontamination gemäß Tabelle 2 der Richtwert von 10 μSv in einem Jahr eingehalten wird.

2.3 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 98] 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.

3 Freigabe zur Beseitigung

Die Freigabekriterien zur Beseitigung basieren auf dem radiologischen Modell gemäß [POS 95]. Zur Berechnung der in Spalte 3 der Tabelle 1 enthaltenen Freigabewerte wurde das Modell aus [POS 95] unter Berücksichtigung neuerer Erkenntnisse in Teilbereichen modifiziert, wie im folgenden dargelegt wird. Außerdem wurden bei der Neuberechnung die neuen Dosiskoeffizienten aus den EU-Strahlenschutzgrundnormen [EUR 96] verwendet.

Die Freigabe zur Beseitigung ist eine eingeschränkte Freigabe, die nur unter Beachtung des Kreislaufwirtschafts- und Abfallgesetzes (KrW-/AbfG) erfolgen kann. Bei einer eingeschränkten Freigabe muß garantiert werden, daß der Abfall in eine Deponie eingebaut oder in einer thermischen Behandlungsanlage (Müllverbrennungsanlage) verbrannt wird. Die Schlacke aus der Verbrennung kann aus radiologischer Sicht anschließend verwertet oder deponiert werden, ohne daß das Schutzziel 10 μSv in einem Jahr verletzt wird (s. Abschnitt A3.3).

3.1 Radiologisches Modell für die Beseitigung von Abfällen

Im einzelnen wurden in [POS 95] die in der Abbildung A2 gezeigten Pfade untersucht. Abfall gelangt entweder in die Müllverbrennungsanlage oder direkt auf eine Deponie:

- I. Von der Müllverbrennungsanlage aus kann Schlacke, in der sich ein Teil der Radioaktivität des Abfalls befindet, auf eine Deponie gelangen. Bei der Müllverbrennungsanlage wird ferner der Abluftpfad betrachtet. Hieran schließt sich die Modellierung der Expositionspfade Submersion, Inhalation, Bodenstrahlung und Ablagerung auf landwirtschaftlich genutzten Flächen an.
- II. Bei den Hausmüll- und Schlackendeponien werden die externe Bestrahlung (Direktstrahlung) und die Inhalation für das Deponiepersonal inklusive des Transportpersonals betrachtet. Daneben wird die Radionuklidausbreitung mit dem Niederschlagswasser über verschiedene Teilpfade modelliert (zusammenfassend als Wasserpfad bezeichnet).
 - A. So führt zunächst die normale Drainage der Deponie über Klärwerk und anfallenden Klärschlamm, dessen Verwendung zur Düngung unterstellt wird, zu einer Strahlenexposition über die Nahrungskette.
 - B. Daneben kommt es aber auch zu oberflächlichem Wasserablauf von der Deponie, wobei angenommen wird, daß dieses Wasser in einen

Bach abläuft und das Wasser dieses Baches für die Zwecke der Trinkwassernutzung, Viehtränke, Beregnung und Speisung eines Fischteichs genutzt wird.

- C. Ein weiterer Teilpfad führt über das Sickerwasser der Deponie, wobei unterstellt wird, daß die Basisdichtung defekt wird und sich ein Grundwasserleiter kurz unterhalb der Deponie befindet. Aus diesem Grundwasserleiter wird die Wasserentnahme über ein Wasserwerk bzw. einen Privatbrunnen unterstellt, woran sich wie beim Oberflächenwasser verschiedene der o.g. Nutzungszwecke anschließen. Zur Modellierung des Radionuklidtransports durch die Deponie und im Grundwasserleiter wird ein K_d -Ansatz gewählt, d.h., die Verzögerung des Radionuklidtransports gegenüber der Wasserfließgeschwindigkeit im Abfall bzw. im Boden wird durch einen Verteilungskoeffizienten, der das Verhältnis der Radionuklidkonzentration in der Fest- und Wasserphase beschreibt, bestimmt.

Für den Großteil der Radionuklide sind die äußere γ -Bestrahlung bzw. die Inhalation beim Deponiepersonal die begrenzenden Belastungspfade. Die externe Bestrahlung wirkt hierbei zumeist für energiereiche β -/ γ -strahlende Radionuklide begrenzend, der Inhalationspfad eher für solche α -Strahler, die nicht über den Wasserpfad (Ingestion) begrenzt werden. Für einige β -Strahler mit vergleichsweise langen Halbwertzeiten und hoher Mobilität findet eine zügige Auswaschung aus der Deponie statt, so daß die Ingestion über den Wasserpfad begrenzend wirkt. Dabei ist das Privatbrunnenszenario gegenüber dem Wasserwerkszenario sowie dem Oberflächengewässerszenario immer dosisbestimmend. Schließlich ist für ganz wenige Radionuklide die Abluft aus der Verbrennungsanlage das dosisbestimmende Szenario. Die vorliegende Diskussion beschränkt sich deshalb auf die vier Szenarien, die die Freigabewerte zur Beseitigung bestimmen:

- äußere γ -Bestrahlung des Deponiepersonals,
- Inhalation des entstehenden Staubs,
- Exposition durch Radionuklide, die aus der Deponie ins Grundwasser ausgewaschen und mit dem Wasser aus einem Privatbrunnen entnommen werden, und
- Exposition durch Radionuklide, die aus dem Kamin einer Müllverbrennungsanlage abgegeben und auf landwirtschaftlich genutzten Flächen abgelagert werden.

Die Grundlage der Berechnung bildet eine jährliche Beseitigung von 100 Mg schwach radioaktiver Abfälle entweder auf eine Deponie mit einer Aufbringungsmenge von 40.000 Mg Hausmüll pro Jahr oder in eine Müllver-

brennungsanlage, die die zurückgebliebenen Verbrennungsrückstände auf einer gleich großen Deponie entsorgt.

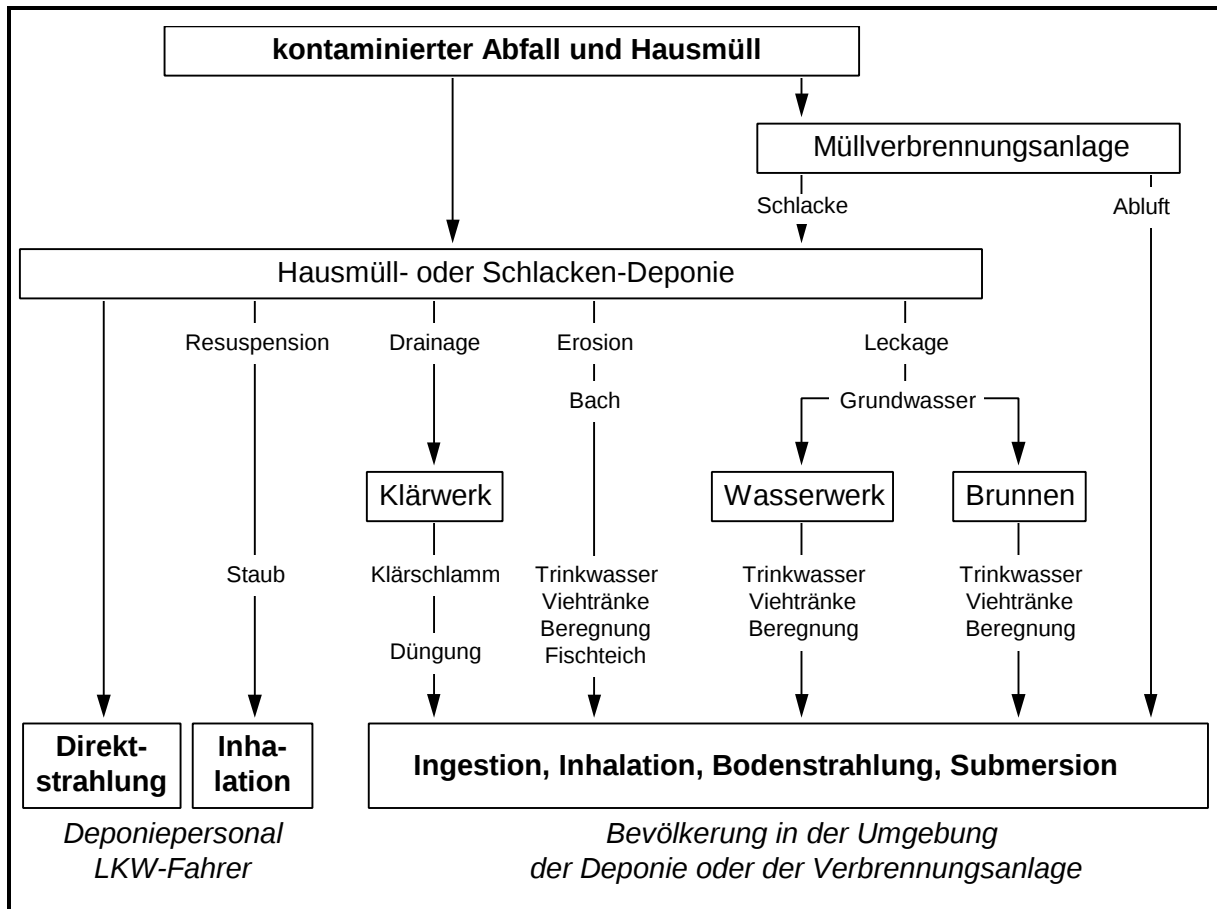


Abbildung A2: Schematische Darstellung des radiologischen Modells

Die Untersuchung [DEC 97] hat im Rahmen einer probabilistischen Modellierung unter Berücksichtigung des tatsächlichen Abfallaufkommens und der Kapazität der Entsorgungseinrichtungen die Gesamtheit der Annahmen in [POS 95] überprüft und hat zu dem Ergebnis geführt, daß die Parameterwahl für Deponiekapazität, Ausschöpfung und Menge des schwach kontaminierten Abfalls insgesamt abdeckend für die Beseitigungspraxis in Deutschland ist. Es ist deshalb nicht notwendig und auch nicht gerechtfertigt, die einzelnen Parameter dieses Modells, wie z.B. Deponiekapazität oder Abfallmenge, als Randbedingungen für die Freigabe festzulegen. Bilanzierungen bei der Freigabe oder in Entsorgungseinrichtungen sind daher nicht erforderlich.

3.1.1 Exposition der Deponiearbeiter durch äußere γ -Bestrahlung

Abfall wird bei einer Deponie in den meisten Fällen per LKW angeliefert. Der LKW lädt den Abfall ab, wonach der Abfall in die Deponie eingebaut wird. Typische Einbauraten für einzelne Beschäftigte liegen im Bereich von 20 bis 50 Mg/h ([DEC 93] und [DEC 97]). Legt man eine Einbaurate von 20 Mg/h zugrunde, so ergibt sich eine Arbeitszeit von fünf Stunden für den Einbau von 100 Mg und 2000 h für 40.000 Mg. Bei einer 37,5 h/Woche und 44 Wochen/Jahr (6 Wochen Urlaub plus Feiertage) beträgt die normale Arbeitszeit ca. 1650 h/a. Diese Überlegungen zeigen, daß die angenommene Arbeitszeit von 1800 h/a bei 40.000 Mg/a Abfall für die Beschäftigten abdeckend ist. Vereinfachend wird die Expositionsgeometrie als ein Punkt 1 m über einer halb-unendlichen Fläche dargestellt. Die Dosisleistung wird mit Hilfe einer Punkt-Kern-Integration unter Berücksichtigung der Massenschwächungskoeffizienten sowie der Dosisaufbaufaktoren für Beton berechnet [FAW 93] (vgl. [DEC 96], [DEC 97]). Zur Konversion der Photon-Fluenz zur Dosis werden Konversionsfaktoren für eine Rotationsorientierung - basierend auf ICRP 60 - herangezogen [ZAN 92].

3.1.2 Staubinhalation beim Einbau in die Deponie

Beim Anliefern, Abladen und Verdichten des Abfalls wird Staub im Bereich der Atemluft der Arbeiter freigesetzt (vgl. [DEC 93], [DEC 97]). Inhalierbare Aktivität kann auch bei Bränden entstehen, allerdings ist dieses Szenario nach [MÜL 88] und [POS 95] gegenüber dem Szenario, das die normale Staubbildung während des Einbaus behandelt, zu vernachlässigen (vgl. auch [DEC 93], [DEC 97]). Angelehnt an Messungen auf Deponien wird im Jahresmittel eine abdeckende inhalierbare Staubkonzentration von 1 mg/m³ unterstellt (vgl. [LFU 94], [DEC 97], [ASS 93]).

Für die Dosisermittlung ist neben der Staubkonzentration und dem Anteil des kontaminierten Abfalls auch die Aktivität im Staub von Bedeutung. Es ist aus den folgenden Gründen anzunehmen, daß die spezifische Aktivität im Staub höher ist als die im Mittel im Abfall selbst enthaltene Aktivität (vgl. [DEC 93]):

- Der entstehende Staub stammt hauptsächlich aus dem Abrieb der Oberflächenschichten und nicht aus der Abfallmasse;
- der Großteil der Aktivität im freigebbaren Abfall liegt als Oberflächenkontamination vor;
- die Kontamination lagert sich aufgrund der großen spezifischen Oberfläche bevorzugt an die kleineren Partikel.

Aufgrund der Ungewißheit über die Staubentstehung wird für alle freigegebenen Abfälle ein Aufkonzentrationsfaktor von 10 gewählt (vgl. A2.3). Da die Staubbelastung auf der Deponie vom Gesamtabfallaufkommen verursacht wird, wurde die Aktivitätskonzentration im Deponiestaub entsprechend dem Verhältnis 1/400 vom schwach radioaktiven Abfall zum Jahresaufkommen im Szenario reduziert [POS 95]. Im Staub von Verbrennungsschlacken wird eine Aufkonzentration nicht unterstellt, da die Oberfläche, an der sich die Aktivität befindet, zerstört wird und die Aktivität durch den Brennvorgang praktisch homogen in die Schlacke eingebunden wird.

Zur Berechnung der Exposition durch Inhalation wurden die Dosiskoeffizienten für AMAD 5 µm (Aktivitätsmedianwert des aerodynamischen Durchmessers) aus der Tabelle C1 der EU-Strahlenschutzgrundnormen unterstellt.

3.1.3 Privatbrunnenszenario

Das Privatbrunnenszenario unterstellt, daß die gesamte, auf die Deponie aufgebraachte Aktivität für die Migration zu Verfügung steht und in das Grundwasser gelangt. Beide Annahmen sind als sehr pessimistisch zu werten (vgl. [DEC 97]). Der Radionuklidtransport mit dem Deponiesicker- und Grundwasser wird für eine wachsende Deponie über einen ungespannten Grundwasserleiter berechnet. Dabei werden eine Reihe von Vereinfachungen vorgenommen:

- laminare stationäre eindimensionale Strömung;
- keine Diffusion und keine Dispersion;
- Aktivität befindet sich nicht in der Gasphase;
- homogenes Medium (keine räumliche Abhängigkeit innerhalb des durchströmten Mediums);
- die Oberflächen- bzw. Basisabdichtungssysteme versagen komplett bzw. sind nicht vorhanden und
- die Deponie liegt direkt über einem gut durchlässigen Grundwasserleiter.

Über einen Privatbrunnen wird dann das kontaminierte Grundwasser entnommen, welches für verschiedene Zwecke, wie z.B. als Trinkwasser oder zur Beregnung von Pflanzen (verschiedene radioökologische Pfade), benutzt wird. Die Individualdosis läßt sich dann wie folgt berechnen:

$$H_{ing} = d_{ing} \sum_i U_i C_i ,$$

wobei

H_{ing} : [$\mu\text{Sv/a}$], Summe der Ingestionsdosen der verschiedenen radioökologischen Pfade,

d_{ing} : [$\mu\text{Sv/Bq}$], Ingestionsdosiskoeffizient (Tabelle A aus [EUR 96]),

i : Laufindex über die radioökologischen Pfade,

U_i : [kg/a] bzw. [l/a], Verzehrmenge und

C_i : [Bq/kg] bzw. [Bq/l], Radionuklidkonzentration im Nahrungsmittel.

Die Radionuklidkonzentration im Nahrungsmittel C_i hängt von der Konzentration im Grundwasser ab, die wiederum von der deponierten schwach radioaktiven Abfallmenge bestimmt wird. Die maximale Konzentration des Radionuklids im Brunnenwasser $C_{Br}^{\max}$ lautet (vgl. [DEC 93], [DEC 97]):

$$C_{Br}^{\max} = \frac{v_{ND} A}{h \sqrt{F} t_b (v_{ND} + r) n_G v_G},$$

wobei

A : [Bq] gesamte deponierte Aktivität,

h : [m] Grundwassermächtigkeit,

F : [m^2] Deponiefläche,

t_b : [a] betrachteter Zeitraum,

n_G : [-] nutzbarer Porenraumanteil im Grundwasserleiter,

v_{ND} : [m/a] Wandergeschwindigkeit des Radionuklids durch den Deponiekörper,

v_G : [m/a] Fließgeschwindigkeit des Wassers im Grundwasserleiter,

r : [m/a] Wachstumsrate der Deponie.

Die Wandergeschwindigkeit v des Radionuklids besitzt die folgende Beziehung zur Wassergeschwindigkeit u in der Deponie bzw. dem Grundwasserleiter:

$$v = \frac{u}{\left(1 + \frac{r K_d}{n}\right)}.$$

Hier bedeuten:

n : [-] nutzbarer Porenraumanteil in der Deponie n_D bzw. in dem Grundwasserleiter n_G ($\varepsilon \cdot f$),

e : [-] Gesamtanteil des Porenraums,

f : [-] Sättigungsgrad des Porenraums,

r : [g/cm^3] trockene Schüttdichte der Deponie r_D bzw. des Grundwasserleiters r_G ,

- K_d : [cm³/g] radionuklidspezifischer Verteilungskoeffizient der Deponie K_d^D
bzw. des Grundwasserleiters K_d^G ,
- v : [m/a] Wandergeschwindigkeit des Radionuklids in der Deponie v_{ND} bzw. in dem Grundwasserleiter v_{NG} ,
- u : [m/a] Wassergeschwindigkeit in der Deponie v_D bzw. in dem Grundwasserleiter v_G

Die Zeit, bis das Radionuklid den Brunnen erreicht, ergibt sich aus den Wandergeschwindigkeiten des Radionuklids in der Deponie und im Grundwasserleiter und der zurückgelegten Wegstrecke. Sie wird verwendet, um den radioaktiven Zerfall zu berücksichtigen. Die nachgebildeten Tochternuklide werden mit einbezogen, indem angenommen wird, daß sie gleichzeitig mit dem Mutternuklid am Brunnen ankommen. In Tabelle A1 sind die Parameter zur Berechnung der Radionuklidkonzentration im Wasser des Privatbrunnens angegeben. Die radionuklidspezifischen K_d^D -Werte finden sich in der Tabelle A2. Da nach der Verbrennung zu erwarten ist, daß die Aktivität in die Schlackenmatrix eingebunden ist und dadurch unbeweglicher gemacht wird, werden die radionuklidspezifischen K_d^D -Werte für den Fall der Schlackendeponie um einen Faktor 10 höher gesetzt als für die Hausmülldeponie.

Tabelle A1: Parameter zur Berechnung der Radionuklidkonzentrationen im Wasser des Privatbrunnens

Parameter	Einheit	Beschreibung	Wert		Bemerkung
			Hausmüll	Schlacke	
A	[Bq]	Radionuklidinventar in der Deponie	10^8	nkl.abh.	normiert auf 1 Bq/g in 100 Mg radioaktiven Abfall
F	[m ²]	Deponiefläche	10^4	10^4	1 ha, gemäß [POS 95]
M	[kg/a]	gelieferte Gesamtabfallmenge	$4,0 \cdot 10^7$	$4,0 \cdot 10^7$	gemäß [POS 95]
r	[m/a]	Wachstumsrate des Abfallbergs	5,0	2,7	$M/r_D/F$
h_{NG}	[m/a]	Niederschlagsrate	0,8	0,8	gemäß [POS 95]
f_{Si}	[-]	Anteil des Niederschlags, der einsickert	0,25	0,25	gemäß [POS 95]
v_D	[m/a]	Sickerwassergeschwindigkeit	0,8	1,0	$h_{NG} f_{Si} / n_D$
v_{ND}	[m/a]	Wandergeschwindigkeit des Radionuklids	nkl.abh.	nkl.abh.	$\frac{ v_D }{1 + r_D K_d^D / n_D}$
t_b	[a]	betrachteter Zeitraum	1	1	erstes Betriebsjahr
r_s	[kg/m ³]	Dichte des Abfalls ohne Hohlräume	1600	2500	vgl. [DEC 97]
r_D	[kg/m ³]	trockene Schüttdichte der Deponie	800	1500	vgl. [DEC 97]
n_D	[-]	nutzbarer Porenraum	0,25	0,2	$f(1 - r_D/r_s)$
f	[-]	Wassersättigung des Porenraums	0,5	0,5	vgl. [DEC 97]
K_d^D	[cm ³ /g]	K _d -Wert in der Deponie	K_d^D	$10 \cdot K_d^D$	gemäß Tabelle A2
h	[m]	Mächtigkeit des Grundwasserleiters	5	5	gemäß [POS 95]
r_G	[kg/m ³]	Dichte des Grundwasserleiters	2000	2000	gemäß [POS 95]
n_G	[-]	nutzbarer Porenraum Grundwasserleiter	0,4	0,4	gemäß [POS 95]
v_G	[m/a]	Grundwassergeschwindigkeit	365	365	1 m/d, gemäß [POS 95]
s_B	[m]	Abstand Deponie zu Brunnen	500	500	gemäß [POS 95]
K_d^G	[cm ³ /g]	K _d -Wert im Grundwasserleiter	K_d^D	K_d^D	gemäß Tabelle A2
nkl.abh. = nuklidabhängig					

Bei der Verbrennung wird außerdem ein Teil der Aktivität mit der Abluft abgegeben, so daß der Aktivitätsgehalt in der Schlacke kleiner als im unverbrannten Abfall ist. Der Aufteilungsfaktor zwischen der Abluft und den Verbrennungsrückständen wird gemäß [POS 95] gewählt.

Tabelle A2: Radionuklidspezifischer Verteilungskoeffizient zwischen Feststoff und Wasser

Chemisches Element	K_d^D [cm ³ /g]
H, C, Cl, Br, Tc, I	0,01
F, Re	0,1
Be, Na, Mg, P, S, K, Ca, Sc, V, Mn, Cu, Zn, As, Se, Sr, Mo, Ru, Rh, Pd, Ag, Cd, Sb, Te, Ba, W, Hg, At	1
Al, Si, Ti, Cr, Fe, Co, Ni, Ga, Ge, Rb, Y, Nb, In, Sn, Cs, La, Ce, Pr, Nd, Pm, Sm, Eu, Gd, Tb, Dy, Ho, Er, Tm, Yb, Lu, Ta, Os, Ir, Pt, Au, Tl, Bi, Po, Fr, Ra, Ac, Pa, U, Np,	10
Zr, Hf, Pb, Pu, Am, Cm, Bk, Cf, Es, Fm, Md	100
Th	1000

Die Expositionspfade Beregnung und Fischproduktion sind bei der Nutzung des Grundwassers - im Gegensatz zur Nutzung kontaminierten Flußwassers - als konkurrierende Expositionspfade zu betrachten. Zudem haben beide Nutzungen einen so hohen Wasserbedarf, daß sie zu Veränderungen des Grundwasserflusses - insbesondere zur Zufuhr zusätzlichen, nicht kontaminierten Grundwassers - führen. Weiterhin sind beregnungsbedürftige Standorte in der Regel durch geringe Niederschläge und/oder Böden mit geringer Wasserspeicherkapazität und tiefem Grundwasserstand gekennzeichnet. Fischteiche findet man jedoch in der Regel in Gebieten mit hohem Grundwasserstand und eher undurchlässigen Böden, auf denen eine Zusatzberegnung jedoch nicht notwendig ist. Aus diesen Erwägungen wurde im Zusammenhang mit dem Privatbrunnenszenario die Beregnung, nicht aber die Speisung eines Fischteichs unterstellt.

Es wird unterstellt, daß der Brunnen im Grundwasserabstrom der Deponie liegt und daß die maximale Aktivitätskonzentration gemäß der o.g. Gleichung im Brunnenwasser vorliegt. Dieser Brunnen wird für einen Privathaushalt als einzige Wasserversorgung angenommen. Der Brunnen dient ebenfalls als Beregnungsquelle für die pflanzlichen Erzeugnisse der Familie, zur Beregnung von Weiden und als Tränke für das gehaltene Vieh. Die im folgenden angegebenen Expositionspfade, die zu einer inneren Strahlenexposition durch die Nutzung des kontaminierten Wassers führen könnten, wurden betrachtet:

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

- Pflanzliche Produkte ohne Blattgemüse

Für die Weideberegnung ist eine nicht unerhebliche Wassermenge erforderlich. Angesichts einer realistischerweise zu erwartenden Fördermenge des Brunnens aus dem Grundwasserleiter mit seinem mäßigen Durchsatz wird angenommen - anders als bei der für Fließgewässer entwickelten AVV und der entsprechend leichter realisierbaren hohen Entnahmemenge -, daß die zur Weideberegnung eingesetzte Wassermenge nur zu einem Fünftel aus dem Brunnen stammt.

Bei der Frage der Verzehrsmengen ist realistischerweise anzunehmen, daß ein Teil der Nahrungsmittel nicht mit kontaminiertem Wasser, sondern anderweitig erzeugt oder gekauft wird. Untersuchungen haben gezeigt, daß in weniger als 5 % der Fälle Personen mehr als 50 % ihres Nahrungsmittelverbrauchs selbst erzeugen [BEG 95], [DEC 97]. In dieser Untersuchung wurde allerdings nicht zwischen Nahrung, die mit intensiver Bewässerung und ohne Bewässerung erzeugt wird, unterschieden.

Bei der Einschätzung der Konservativität des Gesamtmodells ist unbedingt zu beachten, daß bereits bei der Festlegung der ausgewaschenen Aktivität und dem angenommenen Totalversagen des Sickerwassersammlers extrem pessimistische Annahmen getroffen wurden.

In der Tabelle A3 sind die im Privatbrunnenszenario verwendeten Verzehrsmengen für die sechs Altersklassen aus den EU-Strahlenschutzgrundnormen [EUR 96] angegeben. Die gewählten Verzehrsmengen stellen den Anteil selbst erzeugter und verzehrter Nahrungsmitteln dar und spiegeln die Ergebnisse der Untersuchungen in [BEG 95], [DEC 97] wider. Die gewählten Mengen entsprechen ca. 50 % des mittleren Verbrauchs. Beim Trinkwasser entspricht die in der Tabelle A3 angegebene Menge dem durchschnittlichen Verbrauch, da davon ausgegangen wird, daß die Wasserversorgung des Haushalts allein aus dem privaten Brunnen bestritten wird.

Nach eingehender Prüfung wurden Gleichungen und Parameter der Allgemeine Verwaltungsvorschrift (AVV) zu § 45 StrlSchV [AVV 90] zur Berechnung der Konzentration C_i in den Nahrungsmitteln zugrunde gelegt. Dabei wurde die Verweilkonstante für das Verbleiben im Wurzelbereich gemäß der Empfehlung in [SSK 92B] mit Hilfe des K_d -Wertes berechnet (vgl. [POS 95]).

Tabelle A3: Angenommene Verzehrmenngen aus eigener Erzeugung, U_i

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

Im Falle von C 14 konnte anhand von gemessenen Werten der Kohlenstoffkonzentration im Sickerwasser einer Reihe von Deponien gezeigt werden, daß die zu erwartenden C 14-Konzentrationen um Größenordnungen niedriger liegen als die vom Modell berechneten Werte. Auch eine Abschätzung der Kohlendioxidaufnahme durch die Pflanzen nach Beregnung mit Wasser aus dem Privatbrunnen ergab, daß dieser Expositionspfad nicht grenzwertbestimmend ist (s. auch [IAE 98]). Auf eine konkrete Modellierung des Grundwasserpfades für C 14 kann daher verzichtet werden.

3.1.4 Abluft einer Müllverbrennungsanlage

Die mögliche Strahlenexposition durch die Aktivitätsabgabe mit der Abluft der Verbrennungsanlage wird, abgesehen von der veränderten Annahme zur selbst erzeugten und verzehrten Nahrungsmittelmenge und der Einführung der neuen Dosiskoeffizienten, wie in [POS 95] beschrieben, berechnet. Die Verzehrgeohnheiten wurden bereits im vorherigen Abschnitt diskutiert (s. Tabelle A3).

3.2 Bezug zu den Werten für die uneingeschränkte Freigabe

Für die drei Radionuklide Cl 36, Tc 97 und Tc 99 liegen die berechneten Freigabewerte zur Beseitigung ca. um den Faktor 6 unterhalb der mit Hilfe der abdeckenden Szenarien berechneten Werte (s. Abschnitt A2). Daher wurden für die uneingeschränkte Freigabe dieser drei Radionuklide die niedrigeren Freigabewerte übernommen.

3.3 Verwertung der Müllverbrennungsschlacke

Es ist gängige Praxis, die Schlacke aus Müllverbrennungsanlagen zu verwerten. Im wesentlichen wird die Schlacke als Zusatzstoff in Bauvorhaben eingesetzt, wobei sie aus bautechnischen Gründen mit anderen Baustoffen vermischt werden muß. Bei der Aufbereitung der Schlacke zu Baustoff wird die metallische Fraktion heraussortiert. Diese Metallfraktion ist von niedrigster Qualität und muß des-

halb aus verfahrenstechnischen Gründen beim Einsatz zur Stahlherstellung stark vermischt werden. Derzeit werden in einigen Bundesländern mehr als 60 % der Verbrennungsschlacke verwertet. Es stellt sich daher die Frage, ob die vorliegenden Freigabewerte für die Freigabe zur konventionellen Beseitigung die mögliche Exposition bei der Verwertung der Schlacke mit abdecken. Für die Radionuklide, die in der Müllverbrennungsschlacke verbleiben, ergibt sich nach [POS 95] eine radionuklidspezifische Aufkonzentration von maximal 3 gegenüber der Eingangskonzentration des Abfalls. Da der schwach radioaktive Abfall im Mittel im Verhältnis von mehr als 1:750 von radioaktiv zu nicht-radioaktiv in die Verbrennungsanlage gelangt [POS 95], ergibt sich eine effektive mittlere Konzentration in der Schlacke von 1:250 gegenüber der Eingangskonzentration des schwach radioaktiven Abfalls. Am Beispiel des Co 60 mit einem Freigabewert von 4 Bq/g (Tabelle 1, Spalte 3), ergibt sich eine Konzentration in der Müllverbrennungsschlacke von 0,016 Bq/g. Der uneingeschränkte Freigabewert in der Spalte 2 der Tabelle 1 für Co 60 liegt bei 0,1 Bq/g (s. Abschnitt A2). Durch solche Überlegungen konnte gezeigt werden, daß das Schutzziel von 10 µSv in einem Jahr auch bei der eventuellen Verwertung von Anteilen der Schlacke, die bei der Beseitigung von freigegebenen Abfällen in einer Verbrennungsanlage anfällt, eingehalten wird.

4 Freigabe von Metallschrott zur Rezyklierung

Die im Rahmen von Artikel 31 EURATOM gebildete Expertengruppe hat eine Empfehlung für die Freigabe von Metallen aus kerntechnischen Anlagen ausgesprochen [EUR 98], die die wissenschaftliche Basis für die Freigabewerte zur Rezyklierung von Metallschrott in der Tabelle 1 bildet. Die EU-Empfehlung ist radionuklidspezifisch gestaltet und orientiert sich bei der Betrachtung der verschiedenen Expositionsszenarien, wie von den EU-Strahlenschutzgrundnormen [EUR 96] gefordert, am 10 µSv-Konzept.

Die EU-Empfehlung enthält massenspezifische Freigabewerte für die Rezyklierung von Metallschrott. Diese Freigabewerte gelten für die Freigabe von Metallschrott, der anschließend wie gewöhnlicher Schrott eingeschmolzen wird, und sind in die Spalte 4 der Tabelle 1 auf eine Stelle gerundet übernommen worden. Die EU-Empfehlung enthält auch oberflächenspezifische Freigabewerte für die Rezyklierung von Metallschrott und für die direkte Wiederverwendung von Gegenständen. Da die oberflächenspezifischen Freigabewerte aus der EU-Empfehlung grundsätzlich höher als die Flächenkontaminationsgrenzwerte aus der Anlage IX Spalte 4 der StrlSchV i.d.F.v. 1989 sind, wurde auf eine Übernahme der oberflächenspezifischen EU-Freigabewerte in der vorliegenden Empfehlung verzichtet. Ein Vergleich der Kontaminationswerte hat allerdings gezeigt,

daß für die harten γ -Strahler und für die toxischen α -Strahler die Werte für die direkte Wiederverwendung weitgehend in gleichen Bereichen liegen [DEC 96].

Die Freigabe von Metallschrott zur Rezyklierung ist eine eingeschränkte Freigabe. Daher muß sichergestellt werden, daß der Metallschrott eingeschmolzen wird. Dies könnte durch vertragliche Vereinbarungen geschehen, oder indem vor der Freigabe alle wiederverwendbaren Teile entfernt werden und der Schrott zerkleinert wird. Dadurch wäre eine anderweitige Verwendung praktisch unmöglich und die Rezyklierung garantiert.

4.1 Radiologisches Modell für die Rezyklierung vom Metallschrott

Zur Herleitung der Freigabewerte in der EU-Empfehlung wurde davon ausgegangen, daß derzeit ca. 10.000 Mg/a ferritischer Metallschrott, 200 Mg/a Kupfer und 1500 Mg/a Aluminiumschrott in der Europäischen Union freigegeben werden. Die radiologische Bewertung für die Rezyklierung dieses Schrotts basiert auf Untersuchungen zu den verfahrenstechnischen Schritten der Metallherstellung und der Untersuchung der möglichen Verwendungen des rezyklierten Metalls sowie der dadurch entstehenden Nebenprodukte Schlacke und Staub. Hierzu wurden u.a. die folgenden Szenarien berücksichtigt:

- I. Schrottplatz
 - externe Bestrahlung durch den kontaminierten Schrott
 - Inhalation während der verschiedenen Bearbeitungsschritte
 - externe Bestrahlung und Inhalation beim Transport
 - Haut- und Ingestionsdosen verursacht durch Handhabung
- II. Herstellung des neuen Metalls
 - Inhalation und Ingestion des während des Einschmelzens erzeugten Staubs
 - Abgabe über einen Kamin und nachfolgende Kontamination von Lebensmitteln
 - Produktherstellung
- III. Exposition zu den Schlacken und Stäuben
 - Deponierung
 - nachbetriebliche Nutzung der Deponiegelände
 - Schlacke als Belag für einen Fußballplatz
- IV. Produktnutzung, wie z. B.
 - Schiff
 - große Maschine
 - Blasinstrument

Es hat sich gezeigt, daß der Transport des Schrotts und die Produktnutzung die beiden radiologisch relevantesten Szenarien für die äußere Bestrahlung sind. Durch die Aufkonzentration leichtflüchtiger Radionuklide in den Stäuben haben sich Szenarien, die eine Ingestion oder Inhalation des Staubs unterstellen, als die radiologisch wichtigsten Szenarien für leichtflüchtige Radionuklide erwiesen. Für die Aktiniden erwies sich die Nutzung der Schlacke, wohin diese Radionuklide beim Einschmelzen übertreten, als dosisbestimmend. Da die untersuchten Metallschrottarten mengenmäßig den größten Anteil des freigegebenen Metalls bildet, können die Freigabewerte auch auf die kleineren Mengen anderer Metalle und Sonderlegierungen angewendet werden, ohne eine Überschreitung der 10 μ Sv in einem Jahr gemäß [IAE 88] befürchten zu müssen.

4.2 Umsetzung der Freigabekriterien aus der EU-Empfehlung

Die EU-Empfehlung zur Freigabe von Metallen [EUR 98] berücksichtigt nur die Radionuklide, für die eine Freigrenze in den EU-Strahlenschutzgrundnormen festgelegt ist und die eine Halbwertszeit länger als 60 Tage haben. Deshalb wurden in der vorliegenden Empfehlung für die Radionuklide mit einer Halbwertszeit zwischen 7 und 60 Tage ausgehend von den abdeckenden Szenarien für die uneingeschränkte Freigabe (s. Abschnitt A2) passende Freigabewerte festgelegt. Für die Expositionspfade Inhalation und äußere Bestrahlung wurde das 10-fache der für diese Pfade berechneten Werte genommen, da hier die unvermeidliche verfahrenstechnisch bedingte Vermischung zu einer Reduzierung der spezifischen Aktivität und folglich der Dosis führt. Dies entspricht der Vorgehensweise in den SSK-Empfehlungen [SSK 87] und [SSK 92A] zum Metall. Bei der Ingestion wurde der für diesen Expositionspfad berechnete Wert ungeändert übernommen, da durch die Handhabung des freigegebenen Metallschrotts vor dem Einschmelzen - also vor dem Eintreten der Vermischung - das größte Inkorporationsrisiko besteht. Der restriktivste der so ermittelten Werte wurde als Freigabewert der Radionuklide mit Halbwertszeiten zwischen 7 und 60 Tagen für die Rezyklierung von Metallschrott festgelegt.

Für einige wenige Radionuklide sind die abgeleiteten Freigabewerte aus der EU-Empfehlung geringfügig niedriger als die mit Hilfe der abdeckenden Szenarien berechneten Werte (s. Abschnitt A2). In diesen Fällen werden für die uneingeschränkte Freigabe die jeweils niedrigeren Werte aus den spezifischen Modellen zur Beseitigung bzw. zur Rezyklierung von Metallschrott übernommen. Die Analyse in der EU-Empfehlung ergab für die 5 Radionuklide Tc 97, Tc 99, Sn 113, Gd 153 und Os 185 um ca. einen Faktor 2 und für die Radionuklide Cl 36, Zr 93 und W 181 um ca. einen Faktor 4 restriktivere Werte als bei den abdeckenden Szenarien.

Es sei jedoch darauf hingewiesen, daß insbesondere für diese Radionuklide die Modellrechnungen in [EUR 98] als sehr konservativ anzusehen sind, da das angesetzte große Massenaufkommen von einigen 1000 Mg/a in keinem realistischen Verhältnis zum Aufkommen von dem mit diesen Radionukliden kontaminierten Material steht.

4.3 Vergleich mit den früheren SSK-Empfehlungen für Metalle

Bereits in den alten SSK-Empfehlungen zur schadlosen Wiederverwertung und -verwendung von schwach radioaktivem Metall aus Kernkraftwerken [SSK 87] und [SSK 92A] sind die beiden Freigabemöglichkeiten eingeschränkte und uneingeschränkte Freigabe vorgesehen. Die Kriterien für die uneingeschränkte Freigabe erwiesen sich hierbei im Vergleich zu der eingeschränkten Freigabe als restriktiver. Sowohl für die eingeschränkte als auch für die uneingeschränkte Freigabe ist eine Beschränkung der massenspezifischen sowie oberflächenspezifischen Gesamtaktivität vorgesehen. Da die Radionuklidvektoren metallischer Feststoffe aus Kernkraftwerken in den meisten Fällen sehr ähnlich sind (von harten γ -Strahlern dominiert), stellte diese Vorgehensweise eine der damaligen Situation angepaßte, pragmatische Lösung dar.

Die Vorteile der radionuklidspezifischen Vorgehensweise werden deutlich in Fällen, wo die Radionuklidspektren nicht von γ -Strahlern wie Co 60 dominiert werden. Derartige Fälle entsprechen nicht dem Regelfall, kommen aber in der Praxis vor. Wird beispielsweise im Falle der Stilllegung eines LWR die Variante "Beseitigung nach einem 30-jährigen sicheren Einschluß" gewählt, so wird infolge des Zerfalls von Co 60 das Radionuklidspektrum durch das Radionuklid Ni 63 - ein schwacher β -Strahler - dominiert. In diesem Falle wäre das Kriterium 0,1 Bq/g aus den früheren Empfehlungen [SSK 87], [SSK 92A] nicht sachgerecht.

Die hier empfohlenen Freigabekriterien für metallische Feststoffe stellen einen erweiterten Geltungsbereich gegenüber den früheren Empfehlungen ([SSK 87] und [SSK 92A]) und gleichzeitig eine dem heutigen Kenntnisstand angepaßte Vorgehensweise dar. Die Freigabewerte der Spalte 2 bzw. Spalte 4 der Tabelle 1 garantieren jedoch für den speziellen Fall der uneingeschränkten Freigabe bzw. Freigabe zum Einschmelzen metallischer Feststoffe aus Kernkraftwerken mit einem dementsprechenden typischen Radionuklidspektrum den gleichen Strahlenschutz wie die Empfehlungen [SSK 87] und [SSK 92A] und sind somit mit der früheren Vorgehensweise konsistent (s. [DEC 96]).

5 Freigabe von Gebäuden

Grundsätzlich lassen sich im Fall der Gebäudefreigabe zwei Meßstrategien für die Freigabe unterscheiden:

- Abriß des Gebäudes unter Strahlenschutzbedingungen mit anschließender Freigabemessung und Freigabe des Abrißschutts oder
- Freigabemessung der Oberfläche der Gebäudestruktur mit anschließender Freigabe des stehenden Gebäudes.

Im ersten Fall muß der Bauschutt einer massenspezifischen Freigabemessung unterzogen werden, da die Oberfläche der Gebäude durch den Abriß zerstört würde. Im zweiten Fall können die Gebäude über eine Flächenkontaminationsmessung freigegeben werden. Die zweite Option hat den Vorteil, daß nach der Freigabe eine konventionelle Nutzung des Gebäudes möglich ist. Auch aus radiologischer Sicht ist die zweite Option aus mehreren Gründen, die im folgenden erläutert werden, zu bevorzugen:

1. Es handelt sich überwiegend um oberflächennah kontaminierte Strukturen, für die die StrlSchV (i.d.F.v. 1989) in § 64 ein quantitatives Schutzziel für den erforderlichen Grad der Dekontamination vorsieht.
2. Eventuell im Materialinnern vorhandene Aktivität kann vor Freigabe durch Abbau (aktivierte Strukturen) bzw. Abtrag von Oberflächen reduziert werden.
3. Auf der Basis der Freigabekriterien nach Tabelle 2 läßt sich die spezifische Aktivität des Abrißschutts abschätzen, die vom Ausschöpfungsgrad der Freigabewerte und von den Waddicken abhängt. Für ein Kernkraftwerk ergibt sich beispielsweise ein typischer Variationsbereich der spezifischen Gesam t-aktivität von 0,001 bis 0,01 Bq/g [DEC 96].
4. Die Freigabe des Bauschutts nach dem Abriß allein auf der Grundlage eines massenspezifischen Werts könnte dazu führen, daß Bauschutt wesentlich erhöhter spezifischer Aktivität dem übrigen, lediglich schwach kontaminierten Bauschutt untergemischt wird, was als Umgehung des radiologischen Schutzziels anzusehen wäre. Diese Einschätzung gilt selbstverständlich nicht für die im Vergleich zu kompletten Gebäuden begrenzten Mengen losen Bauschutts, welche im Rahmen von Abbau-, Umbau oder Reparaturmaßnahmen anfallen, ohne daß dies vorrangig zum Zwecke der Freigabe nach Maßgabe eines massenspezifischen Freigabewerts geschieht.

Aus diesen Erwägungen heraus wird die Freigabe des Gebäudes vor dem Abriß empfohlen. Im folgenden wird davon ausgegangen, daß die Gebäude vor dem Abriß mit Hilfe von Kontaminationsmessungen an der Oberfläche einer Freigabemessung unterzogen und freigegeben werden. Zu diesem Zweck werden die Werte der Tabelle 2 herangezogen, die eine Beschränkung der Flächenkontamination in drei Radionuklidgruppen vorsehen. Die Aktivitätsanteile der verschiedenen Radionuklide werden bei dieser Vorgehensweise zwar nicht nach ihrer radiologischen Relevanz gewichtet, wie es bei den radionuklidspezifischen Freigabewerten unter Anwendung der Summenformel der Fall wäre. In [DEC 96] konnte jedoch für einige typische Radionuklidvektoren gezeigt werden, daß bei der Einhaltung der Freigabewerte der Flächenkontamination nach Tabelle 2 das Schutzziel von $10 \mu\text{Sv}$ in einem Jahr gemäß [IAE 88] erfüllt wird. Der Bauschutt, der vor dem Abriß anfällt, kann mit Hilfe der Freigabewerte in den Spalten 2 oder 3 der Tabelle 1 freigegeben werden.

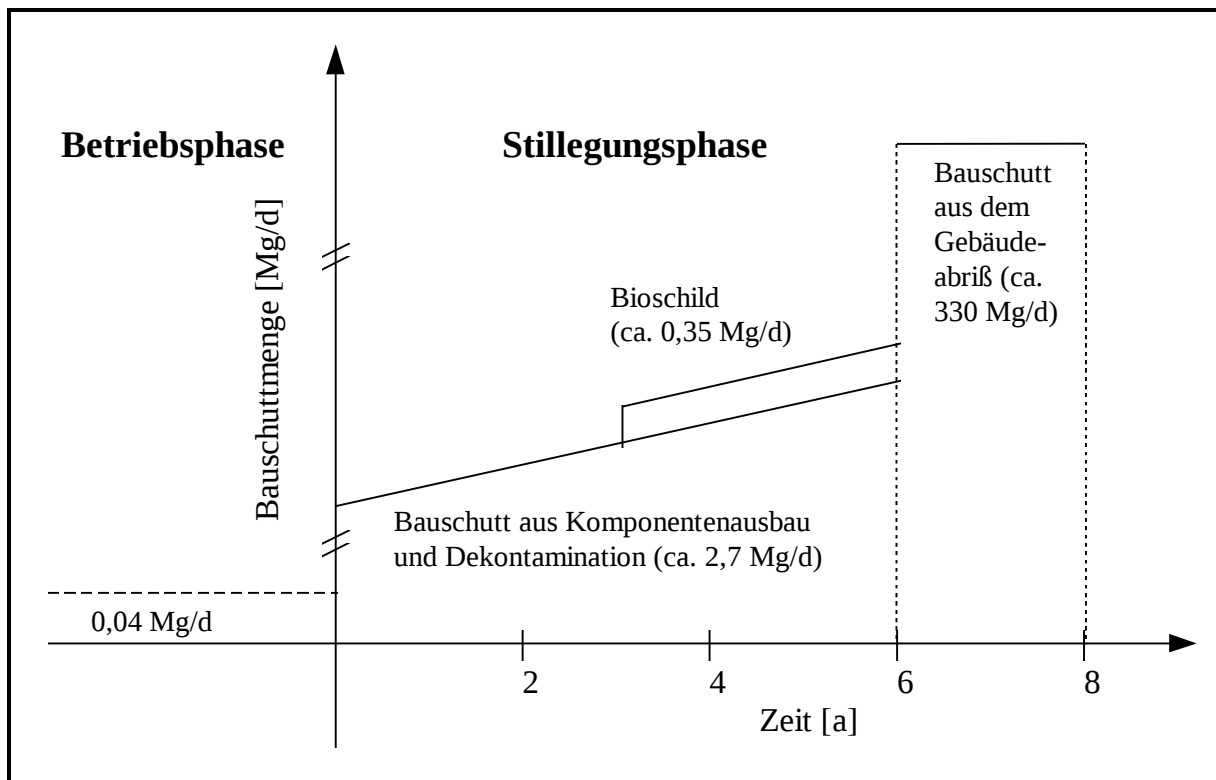


Abbildung A3: Mittleres Bauschuttaufkommen für den Kontrollbereich eines LWR als Funktion der Zeit (schematische Darstellung nach [JOH 94])

Grundlage der Betrachtung ist die Freigabe einer Bauschuttmasse, die im Rahmen der Stilllegung eines typischen Leichtwasserreaktors großer Leistung anfällt. Größere Bauschuttmengen als die bei der Stilllegung eines Kernkraftwerks anfallenden sind an einem Ort innerhalb einiger Jahre nicht zu erwarten. Daher können die Ergebnisse dieser Betrachtung auf andere kerntechnische Anlagen oder Umbaumaßnahmen übertragen werden. Um sinnvolle quantitative Aussagen über die zu erwartenden Strahlenexpositionen treffen zu können, wurde eine Schematisie-

rung des stilllegungsbedingt anfallenden Bauschutts vorgenommen. Hinsichtlich des zeitlichen Anfalls während der Stilllegungsphase wurde zwischen Bauschutt aus der Komponentenausbau- und Dekontaminationsphase, d.h. Bauschutt, der vor dem Abriß der Gebäudestrukturen anfällt, und Abrißbauschutt, d.h. Bauschutt, der infolge des Abrisses der Gebäudestrukturen anfällt, unterschieden (s. Abbildung A3).

In der Komponentenausbau- und Dekontaminationsphase der Stilllegung eines KKWs fallen über mehrere Jahre hinweg einige 1000 Mg Bauschutt an. Maximal ist mit ca. 1000 Mg/a zu rechnen. Bei Umbaumaßnahmen oder der Stilllegung kleinerer Anlagen fallen deutlich kleinere Mengen an.

Aus der Abrißphase eines Kernkraftwerks resultieren mit einigen 100.000 Mg Bauschutt wesentlich größere Mengen als aus der Komponentenausbau- und Dekontaminationsphase. Die Berechnung der Strahlenexposition durch Verwertung von u.a. beim Abriß anfallendem Bauschutt wurde unter Berücksichtigung möglicher Expositionspfade bei der Bauschuttverwertung und der dabei auftretenden verfahrenstechnischen Behandlung des Bauschutts durchgeführt [JOH 94] (s. auch [DEC 96]).

5.1 Radiologische Konsequenzen des Gebäudeabrisses mit anschließender Bauschuttverwertung

Im Fall des Abrisses von Gebäuden wurden die Expositionen während der Aufbereitung von Bauschutt und seiner anschließenden Verwertung im Bereich des Straßen- und Wegebaus sowie im Bereich der Betonherstellung betrachtet. Die Belastungspfade Inhalation, Ingestion, äußere γ -Bestrahlung und Hautkontamination wurden untersucht.

Für Radionuklide, die hochenergetische γ -Quanten emittieren (z.B. Co 60, Mn 54, Sb 125, Ba 133, Cs 134, Cs 137, Eu 152 und Eu 154), erwiesen sich der Bau von Straßen, bei dem Straßenbauarbeiter exponiert werden, und der Aufenthalt in einem Raum, dessen Wände z.T. aus freigegebenem Bauschutt gefertigt wurden, als kritische Szenarien.

Für die Radionuklide mit den höchsten Inhalationsdosiskoeffizienten (z.B. Th 232, U 234, U 235, U 238, Pu 238, Pu 239, Pu 240, Am 241 und Cm 244) erwies sich die Inhalation von Stäuben während der Bauschuttaufbereitung, bei der die in der Anlage tätigen Arbeiter exponiert werden, als kritisches Szenario.

Für schwach strahlende Radionuklide (z.B. H 3, Cl 36, Ca 41, Fe 55, Ni 63, Sr 90, Pm 147 und Pu 241) erwiesen sich die äußere β -Bestrahlung infolge Hautkontamination (H 3, Cl 36 und Pm 147) bzw. die Inhalation von Stäuben (Ca 41, Fe 55, Ni 63, Sr 90 und Pu 241) bei der Bauschuttzubereitung als diejenigen Szenarien, welche die höchsten Strahlenexpositionen verursachen.

Durch Einhaltung der in Abschnitt 5 festgelegten Freigabekriterien wird für die Verwertung und Verwendung des Abrißschutts gewährleistet, daß die Individualdosen bei allen betrachteten Expositionspfaden unterhalb des Schutzziels von 10 μ Sv in einem Jahr liegen.

5.2 Radiologische Konsequenzen der Wiederverwendung des freigegebenen Gebäudes

Im Falle der Weiternutzung von Gebäuden wurden die Expositionen im Zuge ihrer Renovierung nach Freigabe sowie der anschließenden Nutzung der Gebäude betrachtet. Die Expositionspfade Inhalation, Ingestion, äußere γ -Bestrahlung und Hautkontamination wurden untersucht.

Für die hochenergetischen γ -Strahler erweist sich der Aufenthalt in einem kontaminierten Raum als bestimmend. Die Berechnung der Strahlenexposition erfolgt unter der Annahme einer Expositionszeit von 1800 h/a, d.h. es wurde eine berufliche Nutzung angenommen. Eine weitgehende Ausschöpfung des Freigabewerts (s. Tabelle 2) auf der gesamten Innenfläche des Raums bei gleichzeitigem hohen Anteil an Co 60 im Radionuklidspektrum führt zu jährlichen Individualdosen im Bereich von 10 μ Sv, ist allerdings praktisch auszuschließen.

Die hier angestellten Betrachtungen machen durchaus eine Freigabe zu nicht-gewerblichen Zwecken möglich, da auch in diesem Falle der Dosisrichtwert eingehalten wird, wie in [DEC 96] gezeigt wird (s. Abschnitt A5.4).

Das für alle anderen Radionuklide dosisbestimmende Szenario ist die Inhalation bzw. Hautkontamination während der Renovierung des Raumes. Bei Zugrundelegung der Freigabekriterien aus Abschnitt 5 lagen in keinem Fall die ermittelten Individualdosen oberhalb des Schutzziels von 10 μ Sv in einem Jahr.

5.3 Radiologische Konsequenzen der Deponierung des Abrißschutts und seiner Nutzung als Verfüllmaterial

Eine Beseitigung bzw. Nutzung als Verfüllmaterial wurde in [DEC 93] (s. auch [DEC 96]) betrachtet. Die Nutzung als Verfüllmaterial, z.B. zur Verfüllung von

Baugruben, kommt in der Praxis vor und entspricht in ihrer radiologischen Bedeutung der einer Deponierung in einer unabgedichteten Bauschuttdeponie. Bei Einhaltung der genannten oberflächenspezifischen Freigabewerte ergeben sich im Abrißbauschutt zwangsläufig sehr geringe spezifische Aktivitäten, die typisch zwischen 0,001 und 0,01 Bq/g liegen. Berechnungen zur Deponierung von Bauschutt in Bauschuttdeponien in [DEC 93] ergaben, daß bei derartig geringen spezifischen Aktivitäten auch die Deponierung sehr großer Massen, bis hin zu mehreren 100.000 Mg, zu vernachlässigbaren Strahlenexpositionen führt. Eine Beseitigung bzw. Nutzung großer Massen des nach den Kriterien in Abschnitt 5 freigegebenen Abrißbauschutts als Verfüllmaterial ist daher radiologisch unbedenklich.

5.4 Begründung der Mittelungsfläche

Die auf der Basis der Ergebnisse aus [JOH 94] empfohlenen Kriterien (vgl. Abschnitt 5) wurden unter der Annahme ermittelt, daß der Grenzwert der Flächenkontamination auf der gesamten Gebäudeinnenfläche vorliegt. In praktisch allen Fällen ist aber die Kontamination auf der Oberfläche ungleichmäßig verteilt. Die Kontaminationsverteilung hat jedoch im Falle des Abrisses des Gebäudes keine Auswirkung auf die berechnete Strahlendosis, da die Aktivität weitgehend durch den Abrißvorgang gleichmäßig im Bauschutt verteilt wird. Da im Falle eines Abrisses der Gebäude die Gesamtaktivität ausschlaggebend ist, ist die Wahl großer Mittelungsflächen radiologisch unbedenklich, und es kann über zusammenhängende Flächen, wie z.B. einzelne Wänden oder Böden, gemittelt werden.

Der typische mittlere Abstand einer Person, z.B. zum Boden, beträgt ca. 1 m. Daher spielen Inhomogenitäten in der Aktivitätsverteilung mit Ausdehnungen unterhalb eines Meters für die Dosisberechnung keine Rolle. Mithin sind Mittelungsflächen unterhalb von 1 m² nicht erforderlich.

Legt man jedoch die Mittelungsfläche wesentlich größer fest, besteht die Möglichkeit einer über 1 m² gemittelten höheren Kontamination und somit einer unerwünscht hohen lokalen Dosisleistung.

Die StrlSchV i.d.F.v. 1989 sieht in Anlage IX bei Oberflächenkontaminationmessungen an Arbeitsplätzen und Gegenständen eine Mittelungsfläche von 100 cm² vor. Diese Mittelungsfläche ist für die Freigabe von Gebäuden ungeeignet und aus radiologischer Sicht nicht erforderlich.

Im Falle der Weiternutzung wurde die Strahlenexposition unter der Annahme ermittelt, daß der Freigabewert der Flächenkontamination auf der gesamten Gebäudeinnenfläche vorliegt [JOH 94]. Unter ungünstigen Umständen kann dies bei der Weiternutzung eines Raumes durch äußere γ -Bestrahlung von z.B. Co 60 zu Indi-

vidualdosen von mehreren 10 μSv in einem Jahr führen (s. Abschnitt A5.2). Allerdings kann davon ausgegangen werden, daß typischerweise größere Teilflächen eines Raumes kaum bzw. gar nicht kontaminiert sind, und daher die mittlere Flächenkontamination im gesamten Raum deutlich unterhalb des Grenzwerts liegt. Wegen der restriktiven Mittelungsfläche ist die Wahrscheinlichkeit sehr gering, daß die tatsächlich auftretenden Dosen den Bereich von 10 μSv in einem Jahr überschreiten.

6 Literatur

- [ASS 93] ASSELINEAU, J. M.; GUETAT, P.; RENAUD, P.; BAEKELANDT, L.
Propositions de niveaux d'activité pour l'enfouissement de déchets en decharges controlées en France et en Belgique, Herausgeber Europäische Kommission, Luxemburg, EUR 15483 FR, 1993
- [AVV 90] BUNDESMINISTER DER JUSTIZ (HRSG.)
Allgemeine Verwaltungsvorschrift zu § 45 StrlSchV: Ermittlung der Strahlereexposition durch die Ableitung radioaktiver Stoffe aus kerntechnischen Anlagen oder Einrichtungen vom 21.2.1990
Bundesanzeiger Nr. 64a vom 31. März 1990
- [BEG 95] BEGER, E.; BIENINDA, D. (IUF GMBH, BERLIN)
Erzeuger- und Verbraucherstrukturen von in individueller Produktion erzeugten landwirtschaftlich-gärtnerischen Produkten an Bergbaustandorten der WISMUT, Bericht angefertigt von IUF im Auftrag der WISMUT, Berlin, März 1995
- [BMU 89] BUNDESMINISTER FÜR UMWELT, NATURSCHUTZ UND REAKTORSICHERHEIT
Bekanntmachung der Dosisfaktoren: Äußere Exposition - Erwachsene und Kleinkinder (1 Jahr); Ingestion und Inhalation - Kleinkinder (1 Jahr); Ingestion und Inhalation - Erwachsene vom 5. September 1989, Bundesanzeiger Nr. 185a vom 30. September 1989
- [BMU 95] 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
- [DEC 93] DECKERT, A.; HOPPE, G.; JOHN, T.; THIERFELDT, S.
Strahlenexposition durch konventionelle Beseitigung von Abfällen mit Restaktivität. Brenk Systemplanung, Aachen; Schriftenreihe Reaktorsicherheit und Strahlenschutz, BMU-1994-393, 1994
- [DEC 94A] DECKERT, A.; JOHN, T.; THIERFELDT, S.
Radiologische Beurteilung der direkten Wiederverwertung. Brenk Systemplanung, Aachen, BMU-1994-394, Schriftenreihe Reaktorsicherheit und Strahlenschutz des BMU, ISSN 0724-3316, 1994
- [DEC 94B] DECKERT, A.; JOHN, T.; THIERFELDT, S.
Freigabe nach dem Einschmelzen. Brenk Systemplanung, Aachen, BMU -1994-394, Schriftenreihe Reaktorsicherheit und Strahlenschutz des BMU, ISSN 0724-3316, Aachen, 1994

- [DEC 96] DECKERT, A.; HAKE, W.; JOHN, T.; THIERFELDT, S.
Erarbeitung einer Richtlinie für die Radioaktivität von Reststoffen. Endbericht zum Forschungsvorhaben St.Sch. 4100 des BMU. Brenk Systemplanung, Aachen, Dezember 1996
- [DEC 97] DECKERT, A.; THIERFELDT, S.
Konservativitätsanalyse bei Freigabegrenzwerten. Brenk Systemplanung, Aachen, Bundesministerium für Bildung, Wissenschaft, Forschung und Technologie. Vorhaben 02S 7635 5, Universitätsbibliothek und TIB - Deutsche Forschungsberichte - Hannover 1997
- [EUR 88] KOMMISSION DER EUROPÄISCHEN GEMEINSCHAFTEN (HRSG.)
Radiological Protection Criteria for the Recycling of Materials from the Dismantling of Nuclear Installations - Radiation Protection No. 43. Recommendations from the Group of Experts set up under the terms of Article 31 of the Euratom Treaty, Luxemburg, November 1988
- [EUR 93] KOMMISSION DER EUROPÄISCHEN GEMEINSCHAFTEN (HRSG.)
Principles and Methods for Establishing Concentrations and Quantities (Exemption values) Below which Reporting is not Required in the European Directive - Radiation Protection 65. Report prepared by HARVEY, S., MOBBS, S., COOPER, J., CHAPUIS, A.M., SUGIER, A., SCHNEIDER, T., LOCHARD, J., JANSSENS, A., Doc.XI-028/93, 1993
- [EUR 96] EUROPÄISCHE UNION, RAT
Richtlinie 96/29/EURATOM des Rates vom 13. Mai 1996 zur Festlegung der grundlegenden Sicherheitsnormen für den Schutz der Gesundheit der Arbeitskräfte und der Bevölkerung gegen die Gefahren durch ionisierende Strahlungen. Amtsblatt der Europäischen Gemeinschaften, Nr. L 159/1, 39. Jahrgang, 29. Juni 1996.
- [EUR 98] KOMMISSION DER EUROPÄISCHEN GEMEINSCHAFTEN (HRSG.)
Recommended Radiological Protection Criteria for the Recycling of Metals from the Dismantling of Nuclear Installations. - Radiation Protection No. 89. Recommendation from the Group of Experts set up under the terms of Article 31 of the Euratom Treaty, Luxemburg, März 1998
- [FAW 93] FAW, R. E.; SHULTIS, J. K.
Radiological Assessment : sources and exposures. PTR Prentice-Hall, Inc. New Jersey 1993 ISBN 0137511329.
- [GAR 96] GARBAY, H.; CAHRLIER DE CHILY, A. (CEA-IPSN, FONTENAY-AUX-ROSES); DECKERT, A. (BRENNK SYSTEMPLANUNG, AACHEN); GÜLDNER, R. (SIEMENS, HANAU)
Determination of doses due to the reuse of very slightly radioactive steel. Europäische Kommission, EUR 16918 EN, ISBN 92-827-7745-6, Luxemburg 1996

- [GÖR 89] GÖRTZ, R.; GRAF, R.; KNAUP, A.G.
Strahlenexposition der Bevölkerung infolge der Freigabe von Eisenmetallschrott aus Kernkraftwerken zur schadlosen Verwertung. Brenk Systemplanung, Aachen; BMU-1994-222, Schriftenreihe Reaktorsicherheit und Strahlenschutz des BMU, ISSN 0724-3316
- [GÖR 90] GÖRTZ, R.; GRAF, R.; KNAUP, A.G.
Untersuchung zur schadlosen Verwertung von Nichteisenmetallen. Brenk Systemplanung, Aachen; Schriftenreihe Reaktorsicherheit und Strahlenschutz, BMU-1990-264; ISSN 0724-3316
- [HAR 95] COMMISSION EUROPEENNE - HARISTOY, D.; GUETAT, P.; CHAPUIS, A.-M.
Définition des autorisations de sortie ou *clearance levels* pour les bétons venant démantèlement. Série: Science et techniques nucléaires, EUR 16004 FR, ISBN 92-827-5286-0, 1995, Luxemburg
- [IAE 88] INTERNATIONALE ATOMENERGIEORGANISATION
Principles for the exemption of radiation sources and practices from regulatory control. Safety Series No.89, Vienna, 1988, ISBN 92-0-123888-6
- [IAE 92] INTERNATIONALE ATOMENERGIEORGANISATION
Application of Exemption Principles to Recycle of Materials from Nuclear Facilities. Safety Series 111 P-1.1, Vienna, 1992
- [IAE 98] INTERNATIONALE ATOMENERGIEORGANISATION
Clearance of materials resulting from the use of radionuclides in medicine, industry and research, IAEA-TECDOC-1000, Vienna, 1998
- [ICR 30] INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIOLOGICAL PROTECTION
Limits for Intakes of Radionuclides by Workers. ICRP Publication 30, Oxford, New York, Frankfurt 1979
- [ICR 60] INTERNATIONAL COMMISSION ON RADIOLOGICAL PROTECTION
ICRP 60, 1990 Recommendations of the ICRP, Pergamon Press New York, 1991
- [JOH 94] JOHN, T.; DECKERT, A.; THIERFELDT, S.
Teil: Untersuchung zur schadlosen Verwertung von Bauschutt und Gebäudeteilen. Schriftenreihe Reaktorsicherheit und Strahlenschutz, BMU-1994-394, 1994
- [KIS 94] KISTINGER, S.; DECKERT, A.; GRAF, R.; GÖRTZ, R.; GOLDAMMER, W.; THIERFELDT, S.
Teil: Ermittlung der radiologischen Konsequenzen der schadlosen Verwertung von α -haltigem Metallschrott. Brenk Systemplanung, Aachen, Schriftenreihe Reaktorsicherheit und Strahlenschutz, BMU 1994-394, 1994

- [LFU 94] LANDESANSTALT FÜR UMWELTSCHUTZ BADEN-WÜRTTEMBERG
Arbeitsschutz bei der Hausmüllentsorgung -Deponien-Ergebnisbericht von Untersuchungen der LFU im Jahre 92/93, Referat 34 -Arbeitsschutz-, 1994.
- [MÜL 88] MÜLLER, M.K.; KUCHEIDA, D.; REGAUER, F.; WIRTH, E.
Ableitung von Aktivitätsgrenzwerten für schwach radioaktiv kontaminierte Abfälle
Bundesminister für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit (Hrsg.) Schriftenreihe
Reaktorsicherheit und Strahlenschutz, BMU-1988-194, Eggenstein-Leopoldshafen
1988
- [POS 95] POSCHNER, J.; SCHALLER, G.
Richtwerte für die spezifische Aktivität von schwach radioaktiv kontaminierten Abfällen, die konventionell entsorgt werden. Bundesamt für Strahlenschutz, FB Strahlenhygiene, BfS-ISH-169/95 (ISSN 0937-4558), Neuherberg, Januar 1995
- [SSK 87] STRAHLENSCHUTZKOMMISSION
Strahlenschutzgrundsätze zur schadlosen Wiederverwertung und -verwendung von schwach radioaktivem Stahl und Eisen aus Kernkraftwerken. Empfehlung der Strahlenschutzkommission vom 1. Oktober 1987, Bundesanzeiger Nr. 5 vom 9.1.1988
- [SSK 92A] STRAHLENSCHUTZKOMMISSION
Strahlenschutzgrundsätze zur schadlosen Wiederverwertung und -verwendung von schwach radioaktiven Nichteisenmetallen aus Kernkraftwerken. Empfehlung der Strahlenschutzkommission vom 10./11. Dezember 1992, Bundesanzeiger Nr. 79 vom 28.4.1993
- [SSK 92B] STRAHLENSCHUTZKOMMISSION
Modelle, Annahmen und Daten mit Erläuterungen zur Berechnung der Strahlenexposition bei der Ableitung radioaktiver Stoffe mit Luft oder Wasser zum Nachweis der Einhaltung der Dosisgrenzwerte nach § 45 StrlSchV, Veröffentlichungen der Strahlenschutzkommission, Band 17, ISBN 3-437-11419-0, Gustav Fischer Verlag Stuttgart, 1992
- [SSK 96] STRAHLENSCHUTZKOMMISSION
Verfahren und Kriterien für die Freigabe von Gebäuden mit geringfügiger Radioaktivität zum Abriß oder zur Weiternutzung. Empfehlung der Strahlenschutzkommission vom 08.12.1995, Bundesanzeiger Nr. 64 vom 30.03.1996
- [SSK 97] STRAHLENSCHUTZKOMMISSION
Grundsätze für die Freigabe von Bodenflächen mit geringfügiger Radioaktivität aus genehmigungspflichtigem Umgang. Empfehlung der Strahlenschutzkommission vom 03./04. Juli 1997. Bundesanzeiger Nr. 211 vom 12.11.1997
- [STB 90] STATISTISCHES BUNDESAMT
Land- und Forstwirtschaft, Fischerei, Fachserie 3 Reihe 1 Ausgewählte Zahlen für die Agrarwirtschaft 1990. Metzler Poeschel, Stuttgart, 1993.

- [ZAN 92] ZANKL, M.; PETOUSSI, N.; DREXLER, G.
Effective Dose and Effective Dose Equivalent - The Impact of the New ICRP Definition for External Photon Irradiation. Health Physics, Vol. 62 No. 5 May 1992.