

Ressortforschungsberichte zur kerntechnischen Sicherheit und zum Strahlenschutz

Bewertung der radiologischen Relevanz der sich am Standort eines KKW befindenden Inventare (außer Kerninventar) als Input für das Entscheidungshilfesystem RODOS
- Vorhaben 3608S06006

Auftragnehmer:
TÜV NORD SysTec GmbH & Co. KG

S. Heinzel-Große¹⁾

C. Löffler¹⁾

R. Jonas¹⁾

P. Schumacher¹⁾

Chr. Küppers²⁾

V. Ustohalova²⁾

¹⁾ TÜV NORD SysTec GmbH & Co. KG

²⁾ Öko-Institut, Darmstadt

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



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

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

BfS-RESFOR-73/12

Bitte beziehen Sie sich beim Zitieren dieses Dokumentes immer auf folgende URN:

urn:nbn:de: 0221-2012111310214

Salzgitter, November 2012

Kurzfassung

Die in der Quelltermbibliothek des Entscheidungshilfesystems RODOS hinterlegten Eingabedaten umfassen bisher nur Quellterme mit Freisetzung von Teilen des Kerninventars, hingegen keine Quellterme für Unfallabläufe mit Freisetzung sonstiger am Standort eines Kernkraftwerkes vorhandener Aktivitätsinventare. Im Rahmen des hier beschriebenen Vorhabens werden zunächst die sonstigen Aktivitätsinventare am Standort einer DWR- und einer SWR-Referenzanlage im Hinblick auf die Menge der Aktivität, die jeweilige Nuklidzusammensetzung und die Freisetzungspotenziale zusammengestellt.

Die Freisetzungsanteile können – je nach Art und Umfang der Einwirkung auf die betroffenen Anlagenteile sowie abhängig vom baulichen Schutzzustand und verbleibenden Rückhaltewirkungen – stark variieren. Es ist nicht Gegenstand des vorliegenden Forschungsvorhabens, die Freisetzungsanteile für verschiedene Szenarien (Unfallabläufe) zu quantifizieren. Diesbezügliche Analysen im Rahmen von PSA für den Nichtleistungsbetrieb liegen bisher nicht vor. Daher wurden für die Quelltermabschätzungen, unabhängig von Szenarien, Freisetzungsanteile jeweils innerhalb eines denkbaren Rahmens postuliert.

Zur radiologischen Einordnung der wie oben beschrieben ermittelten Quellterme wurden Dosisberechnungen mit dem Programm SAFER2, das den Leitfaden für den Fachberater Katastrophenschutz umsetzt, durchgeführt. Anhand der Eingreifrichtwerte der Rahmenempfehlungen für den Katastrophenschutz in der Umgebung kerntechnischer Anlagen wird jeweils festgestellt, ob und in welchem Radius Katastrophenschutzmaßnahmen erforderlich wären.

Bei postulierten hohen Freisetzungsanteilen der Inventare

- aus dem Brennelementlagerbecken eines SWR,
- aus allen Abfallbehältern eines Zehnjahreszeitraums,
- aus der Summe aller Systeme im SWR-Reaktorgebäude oder im DWR-Hilfsanlagengebäude,
- aus Mischbettfiltern der Kühlmittelreinigung oder Harzsammelbehältern

ergeben sich rechnerisch Freisetzung, die die Größenordnung von 10^{13} Bq erreichen oder übertreffen können und somit rechnerisch zu Überschreitungen der Eingreifrichtwerte für Katastrophenschutzmaßnahmen führen können. Für alle anderen Systeme, Komponenten und Abfälle ergibt sich keine radiologische Relevanz im Hinblick auf Katastrophenschutzmaßnahmen.

Für diejenigen der vorgenannten hypothetischen Rechenbeispiele, die eine mögliche radiologische Relevanz ergaben, werden Quelltermempfehlungen im Sinne von Maximalabschätzungen für die RODOS-Datenbank aufgeführt. Für eine tatsächliche Anwendung im Katastrophenschutz beim Ereignisfall sind jedoch, abhängig vom jeweiligen Anlagenzustand, realistischere Quelltermabschätzungen erforderlich.

Da die Quelltermabschätzung für Systeme und Komponenten ohne Bezug zu tatsächlich unterstellbaren Ereignisabläufen und z. T. ohne Berücksichtigung von Rückhaltefunktionen sehr konservativ erfolgte, sind differenziertere Untersuchungen mit dem Ziel einer realistischeren Bewertung der radiologischen Relevanz zu empfehlen. Dabei könnte auch eine Nichtleistungs-PSA-Level-2, in der u. a. mögliche Freisetzung aus BE-Becken betrachtet werden, hilfreich sein.

Inhaltsverzeichnis

1	Einleitung und Aufgabenstellung	6
2	Aktivitätsinventare, Freisetzungungen und Quellterme für Systeme und Komponenten	9
2.1	Aktivitätsinventare in den Brennelementlagerbecken der KKW	9
2.1.1	Einflussfaktoren auf das Aktivitätsinventar der Brennelemente und des Brennelementlagerbeckens	9
2.1.2	Randbedingungen für die Berechnung des Aktivitätsinventars	10
2.1.3	Berechnung der Aktivitätsinventare im Brennelementlagerbecken	10
2.2	Aktivitätsinventare in Systemen und Komponenten	13
2.2.1	Mischbettfilter	13
2.2.2	Harzsammelbehälter	14
2.2.3	Abwasserbehandlung	14
2.2.4	Abgasanlage	15
2.2.5	Volumenausgleichsbehälter	16
2.2.6	Umluft- und Abluftfilter	16
2.3	Bestimmung der rechnerischen Freisetzunganteile	16
2.3.1	Im kerntechnischen Regelwerk und in der Literatur zugrunde gelegte Freisetzunganteile bei stör- und unfallbedingten Einwirkungen	16
2.3.2	Für die Quelltermermittlung zugrunde gelegte Freisetzunganteile	17
2.4	Quellterme für Brennelementlagerbecken, Systeme und Komponenten	20
2.4.1	Brennelementlagerbecken (SWR)	20
2.4.2	Mischbettfilter	21
2.4.3	Harzsammelbehälter	21
2.4.4	Abwasserbehandlung	21
2.4.5	Abgasanlage	21
2.4.6	Volumenausgleichsbehälter (DWR)	21
2.4.7	Quellterme für gleichzeitig betroffene Systeme und Komponenten	22
3	Aktivitätsinventare, Freisetzungungen und Quellterme für radioaktive Abfälle	23
3.1	Anfall sonstiger radioaktiver Betriebsabfälle in deutschen Kernkraftwerken	23
3.2	Behälter und Behälterinventare	24
3.3	Festlegung rechnerischer Freisetzunganteile	24
3.3.1	Einwirkungen auf die Abfallgebinde	24
3.3.2	Bei früheren Untersuchungen zugrunde gelegte Freisetzunganteile bei unfallbedingten Einwirkungen	25
3.3.3	Für die Quelltermermittlung zugrunde gelegte Freisetzunganteile	26
3.4	Quellterme für radioaktive Abfälle	28
4	Vergleich der ermittelten Aktivitätsinventare mit denen anderer Anlagen	30

5	Radiologische Auswirkungen	31
5.1	Quellbedingungen	31
5.2	Meteorologische Daten	32
5.3	Ergebnisse der Dosisberechnungen	33
5.3.1	Kurzzeitdosis durch Inhalation und Aufenthalt	33
5.3.2	Dosis durch Verzehr kontaminierte Nahrungsmittel	38
5.4	Zusammenfassende radiologische Bewertung der Quellterme hinsichtlich der Notwendigkeit potentieller Katastrophenschutzmaßnahmen	38
6	Vorschläge zur Aufnahme von Quellterminen und Randbedingungen in die RODOS-Datenbank	42
6.1	Zusammenfassende Bewertung der radiologischen Relevanz der postulierten Freisetzung	42
6.2	Betrachtungen zum Brennelementlagerbecken	45
6.3	Empfehlungen für die RODOS-Datenbank	54
6.3.1	Brennelementlagerbecken	54
6.3.2	Mischbettfilter und Harzsammelbehälter	57
6.3.3	Radioaktive Abfälle in Behältern	60
7	Ausblick	63
8	Anhang: Tabellen	66
9	Unterlagen	115

1 Einleitung und Aufgabenstellung

Das Bundesamt für Strahlenschutz (BfS) beauftragte uns mit der Durchführung des Forschungsvorhabens StSch60006 „**Bewertung der radiologischen Relevanz der sich am Standort eines KKW befindenden Inventare (außer Kerninventar) als Input für das Entscheidungshilfesystem RODOS**“ /1/.

Das Entscheidungshilfesystem RODOS (Real-time On-line DecisiOn Support) soll den zuständigen Behörden helfen, bei einem Unfall in einer kerntechnischen Anlage eine mögliche Gefährdung in der Umgebung zu bewerten und die entsprechenden Maßnahmen zum Schutz der Bevölkerung zu ergreifen. Die Effizienz dieser Unterstützung hängt entscheidend von der Zuverlässigkeit der Ergebnisse und vom zeitlichen Rahmen, in dem diese Ergebnisse vorliegen können, ab. Dabei spielt die frühzeitige Bereitstellung von möglichst zuverlässigen Eingabedaten eine wesentliche Rolle.

Wie bereits in dem Abschlussbericht der SSK-AG „Atmosphärische Ausbreitung bei kerntechnischen Unfällen“ festgestellt wurde, kommt dem Quellterm bei der Berechnung der nach einer Freisetzung resultierenden Konzentrations- und Depositionsverteilung besondere Bedeutung zu. Dies betrifft den Beginn und die zeitliche Entwicklung der Freisetzung, den Nuklidvektor sowie die Quellstärke. Die Quellstärke geht linear in die Berechnung der Konzentration ein: Ein 50%-iger Fehler in der Quellstärke bedeutet einen 50%-igen Fehler in der berechneten Konzentration.

Die bisher in der Quelltermbibliothek des Entscheidungshilfesystems RODOS hinterlegten Eingabedaten bezüglich der anzunehmenden Freisetzungskategorien im Ereignisfall beziehen sich ausschließlich auf Leistungsbetriebszustände von Kernkraftwerken und das vorhandene Kerninventar. Unfallabläufe mit Freisetzung sonstiger am Standort eines Kernkraftwerkes befindlicher Aktivitätsinventare werden gegenwärtig nicht berücksichtigt, da entsprechende Abschätzungen für RODOS bisher nicht vorliegen.

Arbeitsschwerpunkt 1

Im ersten Teil des Vorhabens (Arbeitsschwerpunkt 1) werden sonstige Aktivitätsinventare (außerhalb des Reaktorkerns) am Standort jeweils einer DWR- und einer SWR-Referenzanlage im Hinblick auf die Aktivitätshöhe und Nuklidzusammensetzung ermittelt und vor dem Hintergrund einer möglichen radiologischen Gefährdung der Umgebung auf Relevanz analysiert. Hierzu gehören die lüftungstechnischen Anlagen, die Anlagen zur Abgas- und Abwasserbehandlung sowie weitere Systeme mit Aktivitätsinventar, wie z. B. Kühlmittellagerung und -aufbereitung, BE-Becken mit Reinigungsanlagen.

Arbeitsschwerpunkt 2

Im Arbeitsschwerpunkt 2 wird für die als relevant identifizierten Systeme und Komponenten sowie für die Abfälle mit radiologisch relevantem Aktivitätsinventar das maximale Freisetzungspotential abgeschätzt. Hierzu werden, ohne bestimmte Ereignisabläufe anzusetzen, hohe Freisetzunganteile aus den Systemen und Komponenten postuliert und konservativ angenommen, dass keine Rückhaltewirkung der Gebäude gegeben ist. Auf dieser Grundlage werden Maximalabschätzungen für Quellterme angegeben.

Arbeitsschwerpunkt 3

Die radiologischen Konsequenzen von Freisetzungen radioaktiver Stoffe nach Unfällen lassen sich mittels entsprechender Ausbreitungs- und Dosisberechnungsmodelle ermitteln. Dafür wird das bei der TÜV NORD SysTec entwickelte Programm SAFER2 eingesetzt. Mit SAFER2 wurde der „Leitfaden für den Fachberater Strahlenschutz der Katastrophenschutzleitung bei kerntechnischen Notfällen“ (Berichte der SSK, Heft 37 und Heft 38, 2004) in ein Rechenprogramm umgesetzt. Das Programm stellt u. a. ein Hilfsmittel für den Fachberater Strahlenschutz dar und ermöglicht mit den Daten des Leitfadens eine Abschätzung der im Ereignis zu erwartenden Strahlenexpositionen.

Aus den im Arbeitsschwerpunkt 2 abgeschätzten hypothetischen Quellterminen werden für repräsentative Wettersituationen (trocken, Niederschlag; geringe Windgeschwindigkeit; neutrale, labile und stabile Schichtung der Atmosphäre) und mit Betrachtung des Einflusses durch Gebäude und Orographie mit dem Programm SAFER2 die zu erwartenden Strahlenexpositionen in der Umgebung der DWR- und SWR-Anlage berechnet. Für ausgewählte Situationen werden Vergleichsrechnungen für Ereignisse mit Kerninventarfreisetzung (s. Kap. 5.3.2) durchgeführt. Die Quellterme werden unter Einbeziehung von Randbedingungen und Szenarien der im Leitfaden beschriebenen Ereignisse mit Kerninventarfreisetzung ermittelt. Die Ergebnisse der Berechnungen werden einander gegenübergestellt und hinsichtlich ihrer radiologischen Relevanz bewertet. Zur Bewertung wird die Überschreitung von sogenannten Eingreifrichtwerten (aus: „Radiologischen Grundlagen für Entscheidungen über Maßnahmen zum Schutz der Bevölkerung bei unfallbedingten Freisetzungen von Radionukliden“ /2/) in der Umgebung des Kernkraftwerkes herangezogen. Die Überschreitung von Eingreifrichtwerten ist ein Indiz für das Erfordernis von Katastrophenschutzmaßnahmen.

Arbeitsschwerpunkt 4

Im letzten Arbeitsschwerpunkt 4 werden für diejenigen hypothetischen Rechenbeispiele, die eine mögliche radiologische Relevanz ergaben, die zu berücksichtigenden Freisetzungen sonstiger Aktivitätsinventare als Maximalabschätzung zu ihrer Aufnahme in die RODOS-Datenbank vorgeschlagen.

Redaktioneller Hinweis:

Zahlreiche Tabellen mit den Zwischenergebnissen der Abschnitte 2 bis 5 sind im Tabellenanhang des vorliegenden Berichtes zusammengestellt.

2 Aktivitätsinventare, Freisetzungen und Quellterme für Systeme und Komponenten

Für die Bestimmung der Aktivitätsinventare im Brennelementlagerbecken sowie in Systemen und Komponenten wurden die uns aus dem Aufsichts- und Genehmigungsverfahren zur Verfügung stehenden Daten von drei Druckwasseranlagen (DWR) und zwei Siedewasseranlagen (SWR) mit Zustimmung der zuständigen Landesbehörden ausgewertet. Aus der Bandbreite der Ergebnisse wurden Daten für eine DWR- und eine SWR-Referenzanlage abgeleitet. Daher sind die Referenzanlagen als generisch zu betrachten, um den jeweiligen Reaktortyp abzubilden.

2.1 Aktivitätsinventare in den Brennelementlagerbecken der KKW

2.1.1 Einflussfaktoren auf das Aktivitätsinventar der Brennelemente und des Brennelementlagerbeckens

Während des Einsatzes im Reaktor ist das radioaktive Inventar der Brennelemente prinzipiell proportional zur Leistungsdichte. Nach der Entnahme der Brennelemente aus dem Reaktordruckbehälter klingt die Aktivität zunächst schnell ab, da die kurzlebigen Nuklide zuerst zerfallen. Für das Abklingen der Gesamtaktivität ist im weiteren zeitlichen Verlauf der Abbrand des Brennelementes eine wichtige Größe, da bei einem hohen Abbrand die Konzentration der Transurane zunimmt. Die Transurane sind Aktivierungsprodukte des Brennstoffes, die durch Neutroneneinfang entstehen. Viele dieser Nuklide haben relativ lange Halbwertszeiten. Für die Bildung der Transurane spielt auch die Anreicherung eine Rolle. Je höher die Anreicherung bei gleichem Abbrand desto geringer ist die Erzeugung von Transuranen. Dies liegt an der höheren Dichte von Kernen, die durch thermische Neutronen gespalten werden können.

Wird das Gesamtinventar eines Lagerbeckens betrachtet, so ist das Inventar zuerst abhängig von der Anzahl der mit Brennelementen belegten Positionen. Die Anzahl der belegbaren Positionen ist kraftwerksspezifisch. Darüber hinaus sind so viele Positionen frei zu halten, dass eine Kernvollausladung erfolgen kann. Da eine Kernvollausladung nur selten tatsächlich erfolgt, kann davon ausgegangen werden, dass in mindestens 95 % der Betriebszeit diese Positionen im Lagerbecken nicht belegt sind. Im Normalbetrieb ist das Lagerbecken einem häufigen Wechsel der Belegung unterworfen, so dass das reale radioaktive Inventar der Lagerbecken von Kernkraftwerken eine zeitabhängige Größe ist und stark variieren kann (siehe Abschnitt 2.1.3.3).

Unbestrahlte Brennelemente, die für den kommenden Einsatz schon vorbereitend in das Lagerbecken gestellt werden, bleiben bei unseren Betrachtungen auf Grund ihres geringen Aktivitätsinventars unberücksichtigt.

Der Vollständigkeit halber wird auch das Lagerbeckeninventar des DWR betrachtet, obwohl das Lagerbecken des DWR im Gegensatz zum SWR innerhalb des Sicherheitsbehälters liegt und deshalb einen viel höheren baulichen Schutzzustand gegen große Freisetzung aufweist. Auf die separate Angabe von Quelltermen für großflächige Einwirkungen auf das Lagerbecken des DWR wird verzichtet (s. Abschnitt 2.1.3.3).

2.1.2 Randbedingungen für die Berechnung des Aktivitätsinventars

Um Aussagen über die Lagerbeckeninventare machen zu können, sind die Rahmendaten der einzelnen Anlagen zu erfassen. Es wurden die Daten mehrerer SWR- und DWR-Anlagen ausgewertet. In der Tabelle 2.1-1 (siehe Anhang) sind die Rahmendaten exemplarisch für eine SWR- und eine DWR-Anlage aufgelistet. Aus den uns zur Verfügung stehenden Daten ergaben sich ein Kern aus Uran- und Mischoxidbrennelementen (MOX) für eine DWR-Anlage und ein Kern ohne MOX-Brennelemente für eine SWR-Anlage.

2.1.3 Berechnung der Aktivitätsinventare im Brennelementlagerbecken

Für die exemplarische SWR- und DWR-Anlage werden Parameter zur Aktivitätsberechnung aufgeführt und jeweils drei mögliche Belegungszustände des Brennelementlagerbeckens beschrieben.

Die folgenden Inventarberechnungen wurden mit ORIGEN 2 Version 2.2 (Stand: 5-4-2002) durchgeführt /3, 4/. In den Ergebnistabellen 2.1-2 und 2.1-3 (siehe Anhang) werden die in RODOS hinterlegten Standardnuklide dargestellt sowie die Gesamtaktivität aller Aktiniden, Spaltprodukte und die Gesamtaktivität aller Nuklide - einschließlich der in diesen Tabellen angegebenen.

2.1.3.1 Aktivitätsinventare im Brennelementlagerbecken einer SWR-Anlage

Den Inventarberechnungen für eine exemplarische SWR-Anlage liegen folgende Randbedingungen zugrunde, die sich an betrieblichen Werten orientieren:

- Entladeabbrand 50 MWd/kg bezogen auf die Schwermetallmasse
- Schwermetallgewicht eines BE 177 kg
- Schwermetallgewicht des gesamten Kerns 148,7 Mg
- 24,8 kW/kg Leistungsdichte bezogen auf die Schwermetallmasse
- Wechselmenge 140 BE pro Zyklus
- 2015 Volllasttage Standzeit eines BE bis zur Entladung
- 336 Volllasttage pro Zyklus
- 6 Zyklen ergeben einen Gleichgewichtskern
- in allen Zyklen erzeugen die Brennelemente die mittlere Leistung
- 4% w/o Anreicherung U-235

Es werden drei verschiedene SWR-Lagerbeckeninventare angegeben (Tabelle 2.1-2):

- Das Lagerbecken ist voll belegt mit dem Gleichgewichtskern (840 Brennelemente) der nach der Entladung 11,2 Tage abgeklingen ist, sowie mit 850 Brennelementen mit Abklingzeiten von 1 bis 7 Jahren. (Die Abklingzeit von 11,2 Tagen für den Kern nach Beendigung der Kettenreaktion ergibt sich aus dem Mindestzeitbedarf zum Entladen des Kerns. Diese Zeit ist in Abhängigkeit von der Anzahl der Brennelemente im Kern für jedes Kraftwerk unterschiedlich).
- Das Lagerbecken ist mit 850 Brennelementen belegt, davon haben 140 eine Abklingzeit von 7 Tagen. Die restlichen Elemente haben Abklingzeiten von 1 bis 7 Jahren. Diese Belegung soll dem Zustand am Ende eines Brennelementwechsels entsprechen.
- Das Lagerbecken ist mit 850 Brennelementen belegt, die nach der Entladung 1 bis 7 Jahre abgeklingen sind. (5 mal 140 BE von 1 bis 6 Jahren und einmal 150 BE mit 7 Jahren Abklingzeit). Diese Belegung entspricht dem Zustand vor einem Brennelementwechsel, wenn der Abtransport von Brennelementen in das Zwischenlager unberücksichtigt bleibt.

2.1.3.2 Aktivitätsinventare im Brennelementlagerbecken einer DWR-Anlage

In der exemplarischen DWR-Anlage werden außer den Uranbrennelementen auch Mischoxid-Brennelemente eingesetzt. Die Randbedingungen für die Inventarberechnungen orientieren sich an betrieblichen Werten. Den Inventarberechnungen für eine exemplarische DWR-Anlage liegen folgende Randbedingungen zugrunde:

- Reaktorkern: 1/4 MOX Brennelemente, 3/4 Uran Brennelemente
- Entladeabbrand 50 MWd/kg bezogen auf die Schwermetallmasse für Uran- und MOX-BE
- Schwermetallgewicht eines BE 538 kg
- Schwermetallgewicht des gesamten Kerns 103,6 Mg
- 37,6 kW/kg Leistungsdichte bezogen auf die Schwermetallmasse
- Wechselmenge 48 BE pro Zyklus (36 Uran BE und 12 MOX BE)
- 1329 Vollasttage Standzeit eines BE bis zur Entladung
- 332 Vollasttage pro Zyklus
- 4 Zyklen ergeben einen Gleichgewichtskern
- in allen Zyklen erzeugen die Brennelemente die mittlere Leistung
- 4% w/o Anreicherung U-235 und 4% w/o Pu_{fiss}

Es werden drei verschiedene DWR-Lagerbeckeninventare angegeben (Tabelle 2.1-3):

- Das Lagerbecken ist voll belegt mit dem Gleichgewichtskern (193 Brennelemente, davon 48 MOX und 145 Uran BE), der nach der Entladung 90 Stunden abgeklungen ist. Hinzu kommen 583 Brennelemente mit Abklingzeiten von 1 bis 9 Jahren (146 MOX und 437 Uran Brennelemente).
- Das Lagerbecken ist mit 583 Brennelementen belegt, davon haben 48 eine Abklingzeit von 90 Stunden. Die restlichen Elemente haben Abklingzeiten von 1 bis 9 Jahren. Insgesamt sind 146 MOX und 437 Uran Brennelemente vorhanden. Diese Belegung soll dem Zustand am Ende eines Brennelementwechsels entsprechen.
- Das Lagerbecken ist mit 583 Brennelementen belegt, die nach der Entladung 1 bis 9 Jahre abgeklungen sind. Davon sind wiederum 146 MOX und 437 Uran Brennelemente. Diese Belegung entspricht dem Zustand vor einem Brennelementwechsel, wenn der Abtransport von Brennelementen in das Zwischenlager unberücksichtigt bleibt.

2.1.3.3 Bewertung der Inventare des Brennelementlagerbeckens

Den berechneten Inventaren der Lagerbecken liegen schematische Annahmen zugrunde, so dass die tatsächlich vorhandenen Inventare der Lagerbecken eher unter diesen angegebenen Inventaren liegen. Zwei Randbedingungen führen insbesondere dazu, dass die Inventare eher zu hoch angegeben sind:

1. Die netto Lagerbeckenpositionen sind nicht immer voll belegt, da auch Positionen z. B. für frische Elemente frei gehalten werden, die zur Vorbereitung des nächsten Brennelementwechsels in das Lagerbecken gesetzt werden.
2. Die Brennelemente werden nicht in allen Zyklen mit dem mittleren Leistungsfaktor betrieben. Real liegt der Leistungsfaktor am Beginn der Einsatzzeit über dem mittleren Wert, während er zum Ende der Einsatzzeit oft deutlich unter dem mittleren Wert liegt. Da das Inventar der Brennelemente leistungsabhängig ist, führt die Annahme einer mittleren Leistungserzeugung in den zur Entladung vorgesehenen Brennelementen zu größeren Inventaren in den Lagerbecken.

Die jeweils drei Belegungszustände wurden berechnet, um die Bandbreite des Aktivitätsinventars darzustellen. Für die weiteren Betrachtungen wird der mittlere Belegungszustand „BE-Wechsel“ herangezogen.

Die Tabellen 2.1-2 und 2.1-3 (siehe Anhang) zeigen, dass das Lagerbeckeninventar des DWR dasjenige des SWR übertrifft, aber das Spaltproduktinventar des DWR-Lagerbeckens für den mittleren Belegungszustand „BE-Wechsel“ innerhalb der Schwankungsbreite der betrachteten Belegungszustände des SWR-Lagerbeckens liegt. Für das Inventar der besonders schwerflüchtigen Aktiniden ist dies nicht der Fall; jedoch ist dies keine Eigenschaft von DWR-Brennelementen an sich, sondern beruht auf dem hier rechnerisch enthaltenen Anteil von MOX-Brennelementen.

Die Unterschiede im Lagerbeckeninventar zwischen SWR und DWR liegen innerhalb der Schwankungsbreite der Belegungszustände. Die Angabe eines eigenen Quelltermvorschlags für großflächige Einwirkungen auf das DWR-Lagerbecken ist aufgrund des hohen baulichen Schutzzustandes entbehrlich, denn für den besonders unwahrscheinlichen Fall einer großflächigen Einwirkung auf das Lagerbecken eines DWR kann rechnerisch ersatzweise auf das Aktivitätsinventar des SWR-Lagerbeckens zurückgegriffen werden.

Das Aktivitätsinventar im Lagerbecken kann bei gleichem Szenario nicht mit einem einzigen Faktor (z. B. mit dem Verhältnis der thermischen Leistung) exakt von einer Anlage auf eine andere umgerechnet werden. Für die Empfehlung von Quellterminen sind im Kapitel 6.2 Skalierungsfaktoren definiert, mit denen anhand anlagenspezifischer Daten das Aktivitätsinventar im BE-Lagerbecken grob hochgerechnet werden kann.

2.2 Aktivitätsinventare in Systemen und Komponenten

Die Bestimmung der Aktivitätsinventare erfolgte anhand betrieblicher Angaben. Für einige Systeme wurden auch betriebliche Daten herangezogen, die wir im Rahmen einer Störfallbetrachtung ausgewertet hatten. Die Aktivitätsinventare beziehen sich auf die Gesamtanzahl der Komponenten eines Systems (z.B. zwei Mischbettfilter der Reaktorwasserreinigung TC).

Soweit lediglich 95-Perzentilwerte von Messwerten vorlagen, wurden die Mittelwerte durch Verhältnisbildung abgeschätzt. Es wird für die einzelnen Systeme und Komponenten einer DWR- oder SWR-Anlage das Gesamtaktivitätsinventar angegeben.

2.2.1 Mischbettfilter

Für eine DWR-Anlage liegen nuklidspezifische Messungen von Mischbettfiltern der Reinigungssysteme TC (Kühlmittelreinigung), TD (Kühlmittelaufbereitung) und TG (Brennelementlagerbeckenreinigung) vor. Für eine andere DWR-Anlage gibt es Angaben zur Gesamtgamma-Aktivität, die in etwa der Gesamtaktivität entspricht. Für die Filter der Kühlmittelreinigung ergibt sich ein Gesamtaktivitätsinventar von $5 \cdot 10^{12}$ Bq bis $5 \cdot 10^{13}$ Bq, für die Kühlmittelaufbereitung von rund $5 \cdot 10^{11}$ Bq und für die Brennelementlagerbeckenreinigung von $1 \cdot 10^{12}$ Bq bis $6 \cdot 10^{12}$ Bq (siehe Tabellen 2.2-1 bis 2.2-3 im Anhang).

Für eine SWR-Anlage konnten Angaben über Aktivitätsinventare der Filter der Reaktorwasserreinigung (TC) und der Kondensatreinigung (UB) ausgewertet werden. Es ergibt sich ein Gesamtinventar von rund $3 \cdot 10^{13}$ Bq für TC und von rund $1 \cdot 10^{12}$ Bq für UB (siehe Tabellen 2.2-4 und 2.2-5 im Anhang). Die Angaben beziehen sich jeweils auf das Gesamtinventar der Filter, wie es für die Betriebszeit vorliegt. Die Angaben zum Aktivitätsinventar beruhen auf konservativen Annahmen, insbesondere die Angaben für I-131.

2.2.2 Harzsammelbehälter

Bei der Bestimmung der Aktivitätsinventare der Harzsammelbehälter für DWR-Anlagen wurde der maximale Füllstand der Behälter, deren Anzahl, die Dichte der Harze und das Volumen der Behälter berücksichtigt. Es ergeben sich für die Behälter, die entwässerte Ionenaustauscherharze (Kugelharze) enthalten, Gesamtaktivitätsinventare zwischen $3 \cdot 10^{13}$ Bq und $1 \cdot 10^{14}$ Bq. Für SWR-Anlagen wurde aus dem Aktivitätsinventar des TC-Filters, der Anzahl der Filterwechsel sowie anteiliger Berücksichtigung der TG-Filtermenge das mittlere Aktivitätsinventar der Sammelbehälter zu etwa $3 \cdot 10^{13}$ Bq ermittelt (siehe Tabellen 2.2-6 und 2.2-7 im Anhang).

2.2.3 Abwasserbehandlung

Aktivitätsinventar für Verdampferkonzentratbehälter

Zur Bestimmung des Aktivitätsinventars von ungetrockneten Verdampferkonzentraten bei DWR-Anlagen wurden Messreihen ausgewertet und Mittelwerte gebildet, oder es wurde das Gesamtaktivitätsinventar der Konzentratbehälter aus der massenspezifischen Aktivitätskonzentration, der Dichte des Mediums und dem Volumen der Behälter ermittelt.

Für die Bestimmung des Aktivitätsinventars eines Verdampferkonzentratbehälters bei einer SWR-Anlage haben wir 95-Perzentilwerte der Aktivitätskonzentrationen des getrockneten Verdampferkonzentrates ausgewertet, daraus durch Analogiebetrachtungen Mittelwerte gebildet und die Ergebnisse auf ungetrocknetes Verdampferkonzentrat bezogen.

Die Gesamtaktivitätsinventare der Verdampferkonzentratbehälter (ungetrocknetes Verdampferkonzentrat) liegen für die DWR-Anlagen zwischen $4 \cdot 10^{11}$ Bq und $8 \cdot 10^{11}$ Bq, für die SWR-Anlage bei $8 \cdot 10^{11}$ Bq (siehe Tabellen 2.2-8 und 2.2-9 im Anhang).

Aktivitätsinventar für Abwasserverdampfer

Das Aktivitätsinventar der Abwasserverdampferanlage einer DWR-Anlage wurde aus der Gesamtgammaaktivitätskonzentration, den ebenfalls übermittelten Angaben des Nuklidvektors für die Aktivitätskonzentrationen im Primärkühlmittel sowie aus dem Volumen des Abwasserverdampfers bestimmt. Für eine weitere DWR-Anlage liegt eine mehrjährige Messreihe vor. Die Daten haben wir in Form von Mittelwerten ausgewertet. Es ergeben sich für die DWR-Anlagen Gesamtaktivitätsinventare von rund $2 \cdot 10^{10}$ Bq (siehe Tabelle 2.2-10 im Anhang).

Die Aktivitätsinventare für Abwasserverdampfer von Siedewasserreaktoren basieren auf den Mittelwerten der Aktivitätskonzentrationen des ungetrockneten Verdampferkonzentrates (s. „Aktivitätsinventar für Verdampferkonzentratbehälter“). Die Gesamtaktivitätsinventare der Abwasserverdampfer von SWR-Anlagen liegen im Bereich von $1 \cdot 10^{10}$ Bq bis $1 \cdot 10^{11}$ Bq (siehe Tabelle 2.2-11 im Anhang).

Die Aktivitätsinventare weiterer Behälter der Abwasserbehandlung (Verdampferspeisebehälter, Brüdengefäß) liegen etwa eine Größenordnung niedriger als die Aktivitätsinventare für den Abwasserverdampfer und werden nicht weiter quantifiziert.

2.2.4 Abgasanlage

Zwischen dem Aktivitätsinventar in der Abgasanlage A_{ges} (Bq) und dem Aktivitätsfluss A_0 (Bq/s) besteht die Beziehung:

$$A_{\text{ges}} = A_0 / \lambda (1 - \exp(-\lambda t_1)) \quad (1)$$

wobei λ die Zerfallskonstante (s^{-1}) und t_1 die Verzögerungszeit (s) ist.

Der Aktivitätsfluss wurde für eine DWR-Anlage aus den gemessenen Aktivitätskonzentrationen vor der Abgasanlage sowie aus dem Massenfluss und der Dichte bestimmt. Für eine SWR-Anlage liegt eine Statistik der Aktivitätskonzentrationen vor der Abgasanlage von 7 Jahren vor. Der Aktivitätsfluss konnte in diesem Fall in analoger Weise für die Mittelwerte der Aktivitätskonzentrationen vor der Abgasanlage ermittelt werden. Die Verzögerungszeiten der Abgasanlage durch die Aktivkohlekolonnen sind bei der SWR-Anlage für die Nuklide Kr-85m und Xe-133 gemessen worden, bei der DWR-Anlage nur für Kr-85m. Die Verzögerungszeit für Xe-133 wurde bei der DWR-Anlage aus dem Verhältnis der Verzögerungszeiten von Kr-85m und Xe-133, wie es bei der SWR-Anlage vorlag, bestimmt. Für Kr- und Xe-Nuklide wurden jeweils die gleichen Verzögerungszeiten angenommen. Das Aktivitätsinventar in der Abgasanlage kann dann nach Gleichung (1) bestimmt werden.

Für eine weitere SWR-Anlage wurde das Aktivitätsinventar in der Abgasanlage aus den 95-Perzentilwerten der Aktivitätskonzentrationen vor der Abgasanlage abgeschätzt, indem die Werte des Aktivitätsinventars auf die Mittelwerte der Aktivitätskonzentrationen für 10 Jahre bezogen wurden. Es wurden in allen Fällen ausschließlich Edelgase betrachtet, da die Abgasanlage nahezu ausschließlich Edelgase enthält.

Für SWR-Anlagen beträgt das Gesamtaktivitätsinventar $7 \cdot 10^{10}$ Bq bis $4 \cdot 10^{12}$ Bq, für die DWR-Anlage etwa $4 \cdot 10^{10}$ Bq (siehe Tabellen 2.2-12 und 2.2-13 im Anhang). Die Unterschiede bei den SWR-Anlagen sind durch die unterschiedlichen Aktivitätskonzentrationen vor der Abgasanlage zu erklären, die sich durch die unterschiedlichen Anzahlen der Brennelementdefekte in den einzelnen Betriebszyklen ergeben. Die Aktivitätskonzentrationen, insbesondere von Xe-133, sind umso höher, je massiver die Brennelementhüllrohrsäden sind und umso häufiger diese auftreten. Die Erhöhung der Aktivitätskonzentrationen von einigen Edelgasen, z.B. Xe-133, Kr-85m und Kr-87, bei Brennelementhüllrohrsäden wird durch Spiking-Effekte bei Laständerungen verursacht. Das in Tabelle 2.2-13 zugrunde gelegte Aktivitätsinventar einer SWR-Anlage überschätzt das Inventar einer realen Anlage ohne Brennelementdefekte.

2.2.5 Volumenausgleichsbehälter

Das Aktivitätsinventar des Volumenausgleichsbehälters einer DWR-Anlage wurde aus der Gesamtgammaaktivitätskonzentration sowie aus den Angaben des Nuklidvektors für die Aktivitätskonzentrationen im Primärkühlmittel und aus dem Volumen bestimmt. Das ermittelte Gesamtaktivitätsinventar beträgt etwa $2 \cdot 10^{11}$ Bq (siehe Tabelle 2.2-14 im Anhang).

2.2.6 Umluft- und Abluftfilter

Messwerte über Aktivitätsinventare von Umluft- und Abluftfiltern liegen nicht vor. Eine Filterung der Abluft erfolgt vielfach nur im Bedarfsfall. Einem Anlagenbericht ist zu entnehmen, dass die Aktivität der Abluftfilter so gering ist, dass ein fernbedienter Austausch nicht erforderlich ist.

2.3 Bestimmung der rechnerischen Freisetzunganteile

2.3.1 Im kerntechnischen Regelwerk und in der Literatur zugrunde gelegte Freisetzunganteile bei stör- und unfallbedingten Einwirkungen

Für die Modellierung von Störfällen mit Aktivitätsfreisetzung werden die Störfallberechnungsgrundlagen (SBG) /5/ herangezogen. Diese gelten für Kernkraftwerke mit Druckwasserreaktoren und werden sinngemäß auch auf Kernkraftwerke mit Siedewasserreaktoren angewandt. Die SBG wurden konzipiert, um für die radiologisch repräsentativen Auslegungsstörfälle die Einhaltung der Störfallplanungswerte (§ 49 StrlSchV /6/) nach-

zuweisen. Die Annahmen und Parameter zur Berechnung der Freisetzung radioaktiver Stoffe werden für die radiologisch repräsentativen Störfälle in den SBG beschrieben.

Im vorliegenden Vorhaben sind jedoch hinsichtlich des Ziels, Quellterme für das Entscheidungshilfesystem RODOS zu definieren, Ereignisse zu unterstellen, die sowohl in der Art der Abläufe als auch in ihren Auswirkungen über die Auslegungsstörfälle hinausgehen. Für solche Ereignisse sind Annahmen zum Ausmaß der Zerstörung erforderlich, die sich im Regelwerk so nicht wiederfinden, wie z.B. die Art und Anzahl der beschädigten Brennelemente des Brennelementlagerbeckens, höhere Freisetzungsanteile durch gleichzeitige mechanische und thermische Einwirkungen, verminderter Rückhaltevermögen von Barrieren. Zum Freisetzungsverhalten bei massiven mechanischen und/oder thermischen Einwirkungen sind - bis auf die in Kap. 3.3 genannte Literatur zur Freisetzung aus Abfallgebinden - keine einschlägigen Untersuchungen mit experimentellem Hintergrund bekannt. Im Kapitel 2.3.2 werden daher Abschätzungen für einzelne Parameter vorgenommen und abdeckende Freisetzungsanteile angesetzt, um für eine postulierte maximale Freisetzung radioaktiver Stoffe die radiologischen Auswirkungen berechnen zu können. Bei der Anwendung der resultierenden Quellterme ist zu beachten, dass die rechnerisch zugrundegelegten Freisetzungsanteile mit großen Unsicherheitsbandbreiten behaftet sind, die hier zur konservativen Seite ausgeschöpft wurden, so dass es sich bei den Quelltermen um Maximalabschätzungen handelt. Diese Vorgehensweise wurde gewählt, um eine Entscheidung treffen zu können, welche Systeme und Komponenten bei Entscheidungen über Katastrophenschutzmaßnahmen von vornherein mangels ausreichenden Potentials außer Betracht bleiben können (siehe Abschnitt 5.3.1).

2.3.2 Für die Quelltermermittlung zugrunde gelegte Freisetzungsanteile

2.3.2.1 Freisetzung aus dem Brennelementlagerbecken des SWR

Für die Freisetzungen aus dem Brennelementlagerbecken des SWR wird hypothetisch unterstellt, dass Brennelemente soweit beschädigt werden, dass eine direkte Abgabe von Aktivität in die Luft (Berstfreisetzung) und eine Auslaugung von Aktivität durch das Beckenwasser erfolgt. Weiterhin wird für die Berechnung postuliert, dass ein Teil des Beckenwassers verspritzt wird - z.B. durch Teile, die ins Wasser fallen - oder verdampft.

Zur Abschätzung der Freisetzungen radioaktiver Stoffe bei großflächiger Einwirkung auf das Brennelementlagerbecken des SWR werden drei Fälle unterschieden:

1. Es wird angenommen, dass ein erheblicher Anteil der radioaktiven Edelgase aus den Brennstäben zunächst in das Beckenwasser gelangt und in Form von Gasblasen an der Beckenoberfläche austritt. Der Anteil des freigesetzten Edelgasinventars wird in Anlehnung an Abschnitt 3.1.1 der Störfallberechnungsgrundlagen /5/ mit 10 % angesetzt.

2. Zusätzlich wird in Anlehnung an Abschnitt 3.1.1 der Störfallberechnungsgrundlagen /5/ angenommen, dass signifikante Anteile der in Halogenen, Alkalimetallen und sonstigen Feststoffen gebundenen Aktivität aus den beschädigten Brennstäben entweichen und zunächst in das Beckenwasser gelangen (Halogene, Alkalimetalle jeweils 1 %; sonstige Feststoffe 0,01 %). Diese Stoffe bleiben größtenteils in der Wasserphase gebunden. Abweichend von Abschnitt 3.1.1 der SBG /5/ wird wegen der niedrigeren Wassertemperatur unterstellt, dass jeweils 1 % (Reduktionsfaktor) der im Beckenwasser vorhandenen Aktivität durch Verspritzen oder Verdampfen aus dem Beckenwasser gelangt und hiervon ein Anteil von 5 % (Dampfübergangskoeffizient in Anlehnung zu Abschnitt 3.1.8 der SBG /5/) in die Atmosphäre freigesetzt wird.
3. Von dem genannten Reduktionsfaktor von 1 % wird, ausgehend von einer unterstellten stärkeren Aufheizung des Beckenwassers und somit höheren Verdampfungsanteilen, kein Kredit genommen. Dieser Ansatz ist als sehr konservativ anzusehen und wird daher im Weiteren nur bei der Langzeitbetrachtung kontaminiierter Lebensmittel (Abschnitt 5.3.2) sowie bei der Betrachtung skalierten Brennelemente (Abschnitt 6.2 des vorliegenden Berichtes) weiterverfolgt.

Zusätzliche Freisetzungungen durch langsamen Übertritt von im Wasser befindlichem Jod in die Luft (verzögerte Jodfreisetzung) sind um einige Größenordnungen niedriger und können rechnerisch vernachlässigt werden.

Es wird ohne Bezug zu irgendeinem Szenario postuliert, dass das umgebende Gebäude keine Rückhaltewirkung mehr hat und ein direkter Kontakt zur Außenluft besteht.

Ausgehend vom Aktivitätsinventar ergeben sich die in der Tabelle 2.3-1 (siehe Anhang) zusammengestellten Freisetzunganteile für die einzelnen Nuklidgruppen.

Im Unterschied zum SWR befindet sich das Brennelementlagerbecken bei einem DWR innerhalb des baulich stark geschützten Sicherheitsbehälters. In Abschnitt 2.1.3.3 wurde dargelegt, dass das Spaltproduktinventar des DWR-Lagerbeckens für den mittleren Belegungszustand „BE-Wechsel“ innerhalb der Schwankungsbreite der betrachteten Belegungszustände des SWR-Lagerbeckens liegt. Daher wird auf die Betrachtung von Freisetzunganteilen und Quelltermen für großflächige Einwirkungen auf das Lagerbecken des DWR verzichtet. Erforderlichenfalls können die für das Lagerbecken des SWR angegebenen Zahlenwerte im Rahmen der ohnehin unvermeidlichen Unsicherheitsbandbreiten auf das Lagerbecken des DWR übertragen werden. Zur Betrachtung der Beschädigung einzelner Brennelemente werden jedoch in Abschnitt 6.2 skalierte Quelltermen auch für den DWR angegeben.

2.3.2.2 Mischbettfilter

Die Mischbettfilter der Kühlmittelreinigung (TC), Kühlmittelaufbereitung (TD) und Brenn-elementlagerbeckenreinigung (TG) befinden sich bei DWR-Anlagen im Reaktorhilfsan-lagengebäude. Bei SWR-Anlagen befinden sich die betrachteten Mischbettfilter im Re-aktorgebäude.

Im Rahmen des vorliegenden Forschungsvorhabens wird, weil keine Untersuchungen über Freisetzunganteile vorliegen, ohne Bezug zu irgendeinem Szenario postuliert, dass direkter Kontakt der Anlagenteile zur Außenluft besteht und keine Rückhaltewir-kung der Gebäude gegeben ist. Somit wird konservativ eine Freisetzung des gesamten Inventars der Mischbettfilter angesetzt.

2.3.2.3 Harzsammelbehälter

Die Harzsammelbehälter nehmen die verbrauchten Harze der verschiedenen Reini-gungsanlagen auf bis zu deren weiterer Konditionierung und Verpackung. Sie befinden sich bei DWR-Anlagen im Reaktorhilfsanlagengebäude und dort in der Regel im Inneren des Gebäudes in Kellergeschossen. Bei SWR-Anlagen sind die Harzsammelbehälter in stärker geschützten Räumen des Reaktorgebäudes untergebracht.

Im Rahmen des vorliegenden Forschungsvorhabens wird, weil keine Untersuchungen über Freisetzunganteile vorliegen, ohne Bezug zu irgendeinem Szenario postuliert, dass direkter Kontakt der Anlagenteile zur Außenluft besteht und keine Rückhaltewir-kung der Gebäude gegeben ist. Somit wird konservativ eine Freisetzung des gesamten Inventars der Harzsammelbehälter angesetzt.

2.3.2.4 Abwasserbehandlung

Die Abwasserbehandlung ist bei DWR-Anlagen im Reaktorhilfsanlagengebäude untergebracht. Bei SWR-Anlagen befindet sich die Abwasserbehandlung in der Regel im Re-aktorgebäude (Aufbereitungstrakt).

Im Rahmen des vorliegenden Forschungsvorhabens wird, weil keine Untersuchungen über Freisetzunganteile vorliegen, ohne Bezug zu irgendeinem Szenario postuliert, dass direkter Kontakt der Anlagenteile zur Außenluft besteht und keine Rückhaltewir-kung der Gebäude gegeben ist. Somit wird konservativ eine Freisetzung des gesamten Inventars der Abwasserverdampfer und der Verdampferkonzentratbehälter angesetzt.

2.3.2.5 Abgasanlage

Die Abgasanlage ist bei DWR-Anlagen im Reaktorhilfsanlagengebäude untergebracht. Bei SWR-Anlagen befindet sich die Abgasanlage im Reaktorgebäude.

Im Rahmen des vorliegenden Forschungsvorhabens wird, weil keine Untersuchungen über Freisetzunganteile vorliegen, ohne Bezug zu irgendeinem Szenario postuliert, dass direkter Kontakt der Anlagenteile zur Außenluft besteht und keine Rückhaltewirkung der Gebäude gegeben ist. Somit wird konservativ eine Freisetzung des gesamten Inventars der Abgasanlage angesetzt.

2.3.2.6 Volumenausgleichsbehälter

Der Volumenausgleichsbehälter ist bei DWR-Anlagen im Reaktorhilfsanlagengebäude untergebracht. SWR-Anlagen haben keine vergleichbare Einrichtung.

Im Rahmen des vorliegenden Forschungsvorhabens wird, weil keine Untersuchungen über Freisetzunganteile vorliegen, ohne Bezug zu irgendeinem Szenario postuliert, dass direkter Kontakt der Anlagenteile zur Außenluft besteht und keine Rückhaltewirkung der Gebäude gegeben ist. Somit wird konservativ eine Freisetzung des gesamten Inventars des Volumenausgleichsbehälters angesetzt.

2.4 Quellterme für Brennelementlagerbecken, Systeme und Komponenten

2.4.1 Brennelementlagerbecken (SWR)

Die aus den hypothetischen Annahmen hinsichtlich der Freisetzunganteile (siehe Abschnitt 2.3.2.1, Fälle 1 und 2) resultierenden Quellterme für Freisetzungen aus dem Brennelementlagerbecken von SWR-Anlagen sind in der Tabelle 2.4-1 (siehe Anhang) aufgeführt. Die für die Quelltermbestimmung herangezogenen Aktivitätsinventare der Brennelemente sind der Spalte „BE-Wechsel“ der Tabelle 2.1-2 zu entnehmen. Dabei wird abdeckend unterstellt, dass bei einer großflächigen Einwirkung alle Brennelemente im Lagerbecken beschädigt werden. Zur Betrachtung einzelner repräsentativer Brennelemente wird auf Abschnitt 6.2 verwiesen.

Wie in Abschnitt 2.3.2.1 ausgeführt, wird auf die Angabe eigener Quellterms für das Lagerbecken des DWR wegen des Schutzzustandes innerhalb des Sicherheitsbehälters verzichtet. Erforderlichenfalls können die für das Lagerbecken des SWR angegebenen Zahlenwerte im Rahmen der ohnehin unvermeidlichen Unsicherheitsbandbreiten auf das Lagerbecken des DWR übertragen werden.

2.4.2 Mischbettfilter

Die aus den hypothetischen Annahmen hinsichtlich der Freisetzunganteile (siehe Abschnitt 2.3.2.2) resultierenden Quellterme für die Freisetzung aus den Mischbettfiltern von DWR- und SWR-Anlagen sind in den Tabellen 2.4-2 bis 2.4-7 (siehe Anhang) aufgeführt. Da für eine SWR-Anlage keine Daten der Mischbettfilter der Brennelementlagerbeckenreinigung (TG) vorliegen, wird für diese Komponente ein Inventar von 1/3 des Inventars der TC-Filter angesetzt. Dies entspricht ungefähr dem Verhältnis der Aktivitätsinventare der TC- und TG-Filter der DWR-Anlage.

2.4.3 Harzsammelbehälter

Die aus den hypothetischen Annahmen hinsichtlich der Freisetzunganteile (siehe Abschnitt 2.3.2.3) resultierenden Quellterme für die Freisetzung aus den Harzsammelbehältern von DWR- und SWR-Anlagen sind in den Tabellen 2.4-8 und 2.4-9 (siehe Anhang) aufgeführt.

2.4.4 Abwasserbehandlung

Die aus den hypothetischen Annahmen hinsichtlich der Freisetzunganteile (siehe Abschnitt 2.3.2.4) resultierenden Quellterme für die Freisetzung aus den Abwasserbehandlungen von DWR- und SWR-Anlagen sind in den Tabellen 2.4-10 bis 2.4-13 (siehe Anhang) aufgeführt. Weil die Quellterme jeweils in der Summe der Nuklide weniger als 10^{12} Bq enthalten, reichen sie nicht aus, um anlagenexterne Katastrophenschutzmaßnahmen erforderlich zu machen.

2.4.5 Abgasanlage

Die aus den hypothetischen Annahmen hinsichtlich der Freisetzunganteile (siehe Abschnitt 2.3.2.5) resultierenden Quellterme für die Freisetzung aus der Abgasanlage von DWR- und SWR-Anlagen sind in den Tabellen 2.4-14 und 2.4-15 (siehe Anhang) aufgeführt. Weil die Quellterme jeweils in der Summe der Nuklide höchstens 10^{12} Bq enthalten, reichen sie nicht aus, um anlagenexterne Katastrophenschutzmaßnahmen erforderlich zu machen.

2.4.6 Volumenausgleichsbehälter (DWR)

Der aus den hypothetischen Annahmen hinsichtlich der Freisetzunganteile (siehe Abschnitt 2.3.2.6) resultierende Quellterm für die Freisetzung aus dem Volumenausgleichsbehälter von DWR-Anlagen ist in der Tabelle 2.4-16 (siehe Anhang) aufgeführt. Weil der Quellterme in der Summe der Nuklide weniger als 10^{12} Bq enthält, reicht er nicht aus, um anlagenexterne Katastrophenschutzmaßnahmen erforderlich zu machen.

2.4.7 Quellterme für gleichzeitig betroffene Systeme und Komponenten

Bei der Unterstellung fiktiver Ereignisse, die mit enormen Zerstörungen einhergehen, können mehrere Komponenten und Systeme, die räumlich beieinander liegen, betroffen sein. Neben den Quelltermen für die Einzelsysteme und Komponenten (Abschnitte 2.4.1 bis 2.4.6) werden für solche Annahmen im Folgenden Quellterme für Gebäude(bereiche) angegeben. Sie stellen die Summe der Einzelquellterme dar.

2.4.7.1 Reaktorhilfsanlagengebäude (DWR)

Bei einer postulierten weitgehenden Zerstörung des Hilfsanlagengebäudes wird für die folgenden Rechenbeispiele angenommen, dass die Mischbettfilter, die Abwasser- und Abgasbehandlung, die Harzsammelbehälter sowie der Volumenausgleichsbehälter betroffen sein können. Der aus den in Abschnitt 2.3.2 genannten hypothetischen Annahmen resultierende Quellterm der maximal möglichen Freisetzung bei konservativer Annahme der nicht mehr vorhandenen Rückhaltewirkung des Gebäudes und der Behälter ist in der Tabelle 2.4-17 (siehe Anhang) dargestellt. Irgendwelche Rückhaltungen, die den Quellterm reduzieren könnten, werden nicht unterstellt.

2.4.7.2 Reaktorgebäude (SWR)

2.4.7.2.1 Brennelementlagerbecken

Das Brennelementlagerbecken einer SWR-Anlage befindet sich im Reaktorgebäude in unmittelbarer Nähe des Sicherheitsbehälters. Der aus den konservativen Annahmen hinsichtlich der Freisetzungsanteile (siehe Abschnitt 2.3.2.1) resultierende Quellterm wird im obigen Abschnitt 2.4.1 behandelt und ist in der Tabelle 2.4-1 (siehe Anhang) aufgeführt.

2.4.7.2.2 Weitere Systeme und Komponenten im Reaktorgebäude des SWR

Die übrigen hier zu untersuchenden Systeme und Komponenten sind bei einer SWR-Anlage im Reaktorgebäude (hier Aufbereitungstrakt genannt) räumlich getrennt vom Brennelementlagerbecken untergebracht und werden deshalb unabhängig von diesem betrachtet. Bei einem für die Rechenbeispiele gewählten fiktiven Ereignis mit postulierter weitgehender Zerstörung des Reaktorgebäudes wurden die Mischbettfilter, die Abwasser- und Abgasbehandlung sowie die Harzsammelbehälter ausgewählt. Der aus den hypothetischen Annahmen hinsichtlich der nicht mehr vorhandenen Rückhaltewirkung resultierende Quellterm ist in Tabelle 2.4-18 (siehe Anhang) dargestellt.

3 Aktivitätsinventare, Freisetzungen und Quellterme für radioaktive Abfälle

In Abschnitt 3.1 werden die Menge und die Aktivitätskonzentration von in deutschen Kernkraftwerken anfallenden radioaktiven Abfällen dargestellt. In Abschnitt 3.2 werden diese Abfälle Lagerbehältern zugeordnet. Um maximale Folgen bei Freisetzen in die Umgebung abschätzen zu können, wurden bei großräumigen unfallbedingten Einwirkungen zu unterstellende Freisetzunganteile radioaktiver Stoffe in Abschnitt 3.3 abgeleitet. Abschnitt 3.4 enthält die aus den hypothetischen Annahmen resultierenden maximalen Quellterme.

3.1 Anfall sonstiger radioaktiver Betriebsabfälle in deutschen Kernkraftwerken

In der VGB-Veröffentlichung /7/ ist für DWR und SWR der typische Radioaktivitätsbereich sowie die typischerweise anfallenden Volumina von Betriebsabfällen, bezogen auf den Rohabfall, grafisch dargestellt. Die entsprechenden Informationen sind in Tabelle 3.1-1 (siehe Anhang) aufgelistet.

Die Festabfälle aus dem allgemeinen Kernkraftwerksbetrieb setzen sich zusammen aus brennbaren Abfällen (z. B. Papier, Kleidungsstücke, Kunststoffe, Gummi) und nicht brennbaren Abfällen (z. B. Metallschrott, Bauschutt, mineralisches Isoliermaterial). Die Weiterbehandlung von Papier, Kunststoffen, Textilien etc. erfolgt durch Verbrennen und anschließendes Verpressen. Andere Abfälle werden entweder verpresst oder für dieendlagerung getrocknet.

Zu den Filterkonzentraten zählen die Abschlämungen von mechanischen Filtern sowie von Zentrifugen und Dekantern der Reinigungssysteme und Abwasseraufbereitungsanlagen. Es handelt sich um die abfiltrierten Stoffe und die eingesetzten Filtermedien (Filterhilfsmittel). Schlämme werden entweder verbrannt und die Verbrennungsrückstände verpresst oder sie werden – wie die Filterkonzentrate – durch Entwässerung, Trocknung und/oder Verpressung in ein endlagerfähiges Produkt überführt.

Verdampferkonzentrate sind die Rückstände aus den Eindampfanlagen der Abwasseraufbereitung. Die Konzentrate haben einen Feststoffgehalt von etwa 15 bis 20 % (DWR) bzw. bis 30 % (SWR). Die Weiterbehandlung erfolgt durch Entwässerung, Trocknung und/oder Verpressung.

Bei den Metallteilen handelt es sich im Wesentlichen um höher radioaktive Teile, meist aus dem kernnahen Bereich (z. B. Brennelementkästen und Steuerstäbe).

Filterkerzeneinsätze werden hinter Ionentauschern eingesetzt und filtern Feststoffe wie Harzabrieb und radioaktive Korrosionsprodukte aus dem jeweiligen Medium. Ionentauscherharze (Kugelharze) werden hauptsächlich in den Systemen Kühlmittelreinigung, Brennelement-Lagerbeckenreinigung und Kühlmittelaufbereitung (bei SWR auch in der Kondensatreinigung) eingesetzt. Die Weiterbehandlung erfolgt durch Entwässerung, Trocknung und/oder Verpressung.

Bei der Verpressung können Volumenreduzierungen um einen Faktor von etwa 2 bis 5 erreicht werden. Aschevolumina aus der Verbrennung belaufen sich im günstigsten Fall noch auf etwa 1/50 des Rohabfallvolumens. Durch Verpressung ist eine weitere Volumenreduzierung um etwa einen Faktor 2 möglich. Die Volumenreduzierung führt zu einer höheren massen- und volumenbezogenen Aktivität der Abfallprodukte.

3.2 Behälter und Behälterinventare

In der Tabelle 3.2-1 (siehe Anhang) sind Angaben zu Abfallart, Zustand und Behältertyp aus einem Antrag zur Zwischenlagerung von Betriebs- und Stilllegungsabfällen aus Kernkraftwerken zusammengestellt.

In der Tabelle 3.2-2 (siehe Anhang) sind Eigenschaften der Behälter für die beantragte Zwischenlagerung zusammengestellt.

Aus den obigen Daten sind in der Tabelle 3.2-3 (siehe Anhang) Behälterinventare zusammengestellt. Die Spalte „konditioniert“ gibt an, welcher Faktor für die Erhöhung der volumenbezogenen Aktivität bei der Konditionierung angesetzt werden kann. Die Spalte „Behälter“ nennt die Arten von Behältern, in denen diese Abfälle zwischengelagert werden können. In Verbindung mit den Volumina der Behälter ergeben sich dann die Multiplikationsfaktoren der Spalte „Faktor für Behältervolumen“.

In der Tabelle 3.2-4 (siehe Anhang) sind die Daten der Tabelle 3.2-3 so aufbereitet dargestellt, dass die Konzentrationsfaktoren eingearbeitet sind.

Bei den Abfallinventaren werden im Antrag zur Zwischenlagerung nuklidspezifische Angaben gemacht, die sich auf die jeweilige Art von Gebinde und Abfallart beziehen. Außerdem wurden Inventare genannt, die dem bestimmungsgemäßen Betrieb des Zwischenlagers zugrunde gelegt werden und solche, die für die Untersuchungen von Störfällen herangezogen werden. Im bestimmungsgemäßen Betrieb ist die Direktstrahlung der Behälter insgesamt relevant, bei Störfällen dagegen das mögliche Inventar einzelner Behälter. In der Tabelle 3.2-5 (siehe Anhang) sind die Gesamtaktivitätsinventare für Gebinde, die dem bestimmungsgemäßen Betrieb zugrunde gelegt werden, wiedergegeben, in Tabelle 3.2-6 (siehe Anhang) die Gesamtaktivitätsinventare für Gebinde bei Störfalluntersuchungen.

3.3 Festlegung rechnerischer Freisetzungssanteile

3.3.1 Einwirkungen auf die Abfallgebinde

Mögliche Freisetzungen radioaktiver Stoffe werden für die folgenden drei Arten von Ereignissen (hier bezeichnet als Einwirkungsklassen, EK) betrachtet:

- massive mechanische Einwirkung (EK 1),
- Brandeinwirkung (EK 2),

- Kombination von massiver mechanischer Einwirkung und Brandeinwirkung (EK 3).

Bei der massiven mechanischen Einwirkung (EK 1) sollen Abfallgebinde einer stärkeren Einwirkung ausgesetzt sein, als es für üblicherweise im Rahmen der Störfallbetrachtung berücksichtigte Ereignisse wie Behälterabsturz, Behälteranprall etc. der Fall ist. Auf diese Weise werden Ereignisse berücksichtigt, die beispielsweise zum Einsturz von Gebäuden und zum Aufprall von Gebäudeteilen auf Abfallgebinde führen können. Für die zur Ermittlung maximaler Auswirkungen gewählten Rechenbeispiele soll die massive mechanische Einwirkung eine Stärke aufweisen, die zur Zerstörung der Abfallgebinde bzw. zu entsprechenden Einwirkungen auf nicht in Gebinden befindliche Abfälle führt.

Bei der Brandeinwirkung (EK 2) wird zur Betrachtung der maximalen Auswirkungen postuliert, dass die Maßnahmen zur Vermeidung eines Brandes und zu dessen Bekämpfung versagen. Für die Rechenbeispiele wurde unterstellt, dass die radioaktiven Abfälle bzw. die Abfallgebinde einem Brand von einstündiger Dauer bei 800 °C ausgesetzt sind.

Bei der Kombination von massiver mechanischer Einwirkung und Brandeinwirkung (EK 3) wird darüber hinaus postuliert, dass bereits mechanisch vorgeschädigte Gebinde einer Brandeinwirkung ausgesetzt sind.

Im tatsächlichen Ereignisfall lässt sich einschätzen, welcher dieser drei Arten (EK1, EK2, EK3) das konkrete Ereignis zuzuordnen ist. Die hier im Weiteren ermittelten hypothetischen Quellterme werden zunächst für ein einzelnes Abfallgebinde bzw. eine möglicherweise innerhalb der Kraftwerksanlage vorhandene Menge einer Abfallart angegeben. Daraus lassen sich hypothetische Gesamtquellterme hochrechnen, indem die Anzahl betroffener Gebinde bzw. Abfallmengen einbezogen wird.

Entsprechend der Vorgehensweise in Abschnitt 2.3.2 des vorliegenden Forschungsvorhabens wird auch für Einwirkungen auf Abfallbehälter ohne Bezug zu irgendeinem Szenario postuliert, dass das umgebende Gebäude keine Rückhaltewirkung mehr hat und ein direkter Kontakt zur Außenluft besteht.

3.3.2 Bei früheren Untersuchungen zugrunde gelegte Freisetzungssanteile bei unfallbedingten Einwirkungen

In der Störfallanalyse zum Endlager für radioaktive Abfälle Schachtanlage Konrad /8/ sind Freisetzungssanteile für sechs Abfallproduktgruppen bei mechanischer und bei thermischer Einwirkung ermittelt worden. Hier einschlägige Daten sind in den Tabellen 3.3-1 und 3.3-2 (siehe Anhang) aufgeführt. Die Abfallbehälterklasse I wurde dabei wie folgt definiert: Verpackungen, bei denen bei einer Aufprallgeschwindigkeit größer 4 m/s eine freisetzungsmindernde Wirkung nicht berücksichtigt wird und die bei einer thermischen Einwirkung den Sauerstoffzutritt an das Abfallprodukt so begrenzen, dass brennbare Abfallprodukte mit Schmelzpunkten über 300 °C nicht mit offener Flamme abbrennen, sondern pyrolysern. Der thermischen Einwirkung lag der folgende Temperaturverlauf zugrunde: Für t=0 min bis t=5 min linearer Anstieg der Temperatur von 30 °C auf

800 °C; für t=5 min bis t=65 min konstante Temperatur von 800 °C; bei t=65 min Temperaturabfall von 800 °C auf 30 °C.

Als weitere Daten werden Freisetzungssanteile für verschiedene Belastungsklassen und Abfallarten bei Transportunfällen aus der Transportstudie Konrad /9/ herangezogen. Diese sind für hier einschlägige Belastungsklassen (BK) und Abfallgebindegruppen (AGG) sowie für Partikel mit AED ≤ 10 µm in Tabelle 3.3-3 zusammengestellt.

Die in Tabelle 3.3-3 (siehe Anhang) genannten Belastungsklassen sind wie folgt definiert:

- BK 7: Aufprallgeschwindigkeit über 80 km/h, ohne thermische Einwirkung
- BK 9: Aufprallgeschwindigkeit über 80 km/h, Brand über 1 h bei 800 °C

Die in Tabelle 3.3-3 genannten Abfallgebindegruppen sind wie folgt definiert:

- AGG 2: unfixierte und nicht kompaktierbare metallische und nichtmetallische Abfälle in Stahlblechcontainern
- AGG 3: metallische Abfälle in Stahlblechcontainern
- AGG 4: kompaktierte Abfälle in Stahlblechcontainern
- AGG 5: zementfixierte Abfälle in Stahlblechcontainern
- AGG 7: zementfixierte Abfälle in Betonbehältern
- AGG 8: Abfälle in Gussbehältern

Im Rahmen von Genehmigungsverfahren zur Zwischenlagerung von Betriebs- und Stilllegungsabfällen aus Kernkraftwerken wurden auch Betrachtungen zu flugzeugabsturzbedingten Freisetzung vorgelegt. Die für solche Verfahren angenommenen Freisetzungssanteile, die sich auf lungengängige Partikel beziehen, zeigt Tabelle 3.3-4.

3.3.3 Für die Quelltermermittlung zugrunde gelegte Freisetzungssanteile

Bezüglich der Verpackung wird, wegen der unterschiedlichen Widerstandsfähigkeit gegen die unfallbedingten Einwirkungen, zwischen

- Stahlblechcontainern und 20'-Containern (BG 1),
- Betoncontainern und Betonbehältern (BG 2) sowie
- Gusscontainern und Gussbehältern (BG 3)

unterschieden. Diese werden nachfolgend als „Behältergruppen“ (BG 1 bis 3) bezeichnet.

Diese Unterscheidung ist analog zur Einteilung der Störfallfestigkeit von Endlagerbehältern in Abfallbehälterklassen bzw. störfallfeste Verpackung in den Annahmebedingungen des Endlagers Konrad /17/. Da derzeit alle Abfallbehälter in Zwischenlägern extern oder intern in der Anlage aufbewahrt werden und die Anforderungen für Abfallbehälter zum Endlager Konrad erst bei Abgabe dieser Behälter an das Endlager erfüllt sein müssen, wurde hier eine vereinfachte Klassifizierung entsprechend der Widerstandsfähigkeit der Lagerbehälter vorgenommen.

Bezüglich der Abfallart erfolgt eine Unterscheidung nach folgenden Gruppen:

- Ionentauscherharze, Kugelharze, Filterkerzeneinsätze (AG 1),
- Verdampferkonzentrat (AG 2),
- Filterkonzentrate, Filterhilfsmittel, Filterschlämme (AG 3),
- Corebauteile, Reaktordruckbehältereinbauten, feste Abfälle (hohe Dosisleistung) (AG 4),
- sonstige feste Abfälle – brennbar (AG 5),
- sonstige feste Abfälle – nicht brennbar (AG 6).

Diese Abfallarten werden nachfolgend als „Abfallgruppen“ (AG 1 bis 6) bezeichnet. Bei Corebauteilen ist zu berücksichtigen, dass Aktivierungsbestandteile gegenüber Oberflächenkontaminationen schwieriger freisetzbar sind.

Für die Behältergruppe 1 sind die Abfallgruppen 5 und 6 zu betrachten, für die Behältergruppen 2 und 3 jeweils die Abfallgruppen 1, 2, 3 und 4. In der Tabelle 3.3-5 (siehe Anhang) sind für diese Behältergruppen und Abfallgruppen die Freisetzungsanteile für vier Nuklidgruppen (H-3, C-14, Iod und sonstige Radionuklide) und die drei Einwirkungsklassen (mechanisch, thermisch sowie mechanisch und thermisch) angegeben. Diese Freisetzungsanteile beziehen sich auf Partikel mit $AED \leq 10 \mu\text{m}$.

Bei den Einwirkungsklassen 2 und 3 ergeben sich nur sehr geringe Unterschiede in den zu unterstellenden Freisetzungsanteilen. Es werden daher abdeckend im Weiteren nur die Ergebnisse für die Einwirkungsklasse 3 angegeben.

Als weitere radioaktive Abfälle innerhalb eines Kernkraftwerks, die noch nicht in Behältern der Behältergruppen 1 bis 3 zwischengelagert werden, sind zu betrachten:

- Festabfälle mit einer Aktivitätskonzentration von bis zu 10^{09} Bq/m^3 (siehe Tabelle 3.1-1). Diese können z. B. gesammelt in 200-Liter-Fässern vorliegen. Um eine Kompaktierung zu berücksichtigen, wird eine Gesamtaktivität von 10^{09} Bq in einem 200-Liter-Fass angenommen. Als Nuklidzusammensetzung wird die der festen Betriebsabfälle aus einem Antrag auf die Zwischenlagerung von Betriebs- und Stilllegungsabfällen angesetzt. Es wird von einer unfallbedingten Einwirkung auf 100 Gebinde gleichzeitig ausgegangen. Außerdem wird die vollständige Freisetzung der Radionuklide angenommen, da von einem geringeren Schutz gegen Freisetzung als bei der Verpackung in Stahlblechcontainer auszugehen ist.

- Filterkonzentrate, Filterhilfsmittel und Schlämme weisen nach Tabelle 3.1-1 eine Aktivitätskonzentration bis 10^{10} Bq/m³ auf. Diese Stoffe können in Behandlungseinrichtungen oder in Behältern abgefüllt vorliegen. Als Nuklidzusammensetzung wird die der Filterschlämme aus einem Antrag auf die Zwischenlagerung von Betriebs- und Stilllegungsabfällen angesetzt. Es wird von einer unfallbedingten Einwirkung auf 1 m³ (etwa Anfall eines halben bis einen Jahres) gleichzeitig ausgegangen. Es wird - analog zu den Betrachtungen im Kap. 2.3.2 - die vollständige Freisetzung der Radionuklide angenommen.

Die resultierenden Freisetzungsanteile sind in der Tabelle 3.3-6 (siehe Anhang) zusammengefasst.

3.4 Quellterme für radioaktive Abfälle

Im Rahmen des Forschungsvorhabens StSch 60006 sollen abdeckende Quellterme ermittelt werden. Soweit dies geeignet möglich ist, werden Differenzierungen vorgenommen. Diese stellen dann die Basis für abdeckende Quellterme einzelner Abfallarten, Behältertypen etc. dar.

Eine Differenzierung ist nur soweit sinnvoll, wie im tatsächlichen Ereignisfall eine schnelle Beurteilung die Zuordnung ermöglicht. So ist beispielsweise einschätzbar, ob von einer rein mechanischen, einer rein thermischen oder einer kombinierten Einwirkung ausgegangen werden kann. Auch die ungefähre Zahl betroffener Gebinde oder die ungefähre Menge an Anfällen lässt sich in der Regel einschätzen. Im Zweifelsfall kann immer ein abdeckender Quellterm gewählt werden.

Mit Hilfe der typischen Nuklidvektoren von Betriebs- und Stilllegungsabfällen und den in Tabelle 3.3-5 (siehe Anhang) aufgeführten Freisetzungsanteilen können die hypothetischen Quellterme für die Behältergruppen 1 bis 3 ermittelt werden. Dies erfolgt auch hier wieder unter Bezug auf solche Behälterinventare, wie sie zur Zwischenlagerung für Untersuchungen zu Störfällen verwendet wurden. Die Ergebnisse sind in den Tabellen 3.4-1 bis 3.4-5 (siehe Anhang) für die drei Behältergruppen aufgeführt.

Die jeweils radiologisch relevantesten Quellterme der Behältergruppen 1 bis 3 sind in Tabelle 3.4-6 zusammengefasst. Sie stellen die abdeckenden Quellterme, bezogen auf diese Behältergruppen, dar.

Die in den genannten Tabellen zusammengestellten Quellterme beziehen sich rechnerisch auf die Einwirkung auf einzelne Abfallgebinde. An den deutschen Kernkraftwerken existieren Lager für radioaktive Abfälle mit vernachlässigbarer Wärmeentwicklung mit einer Kapazität von ca. 30.000 m³ /10/. Die anlagenbezogene Kapazität ist dabei sehr unterschiedlich. Für die noch in Betrieb befindlichen Kernkraftwerke beträgt sie etwa zwischen 200 m³ und 4000 m³ bei einer Gesamtkapazität von etwa 20.000 m³. Die mittlere Lagerkapazität beträgt etwa 1000 m³.

Für eine abdeckende Abschätzung eines hypothetischen Quellterms mit maximalen Auswirkungen aus Behältern der Behältergruppen 1 bis 3 wird nachfolgend unterstellt, dass sämtliche Abfälle aus zehn Betriebsjahren gleichzeitig von einem Unfall betroffen sind. Dies sind dann bezogen auf die Abfallgruppen:

- AG 1:
20 m³ Rohabfall beim DWR und 70 m³ Rohabfall beim SWR,
entsprechend 4 m³ bzw. 14 m³ konditioniertem Abfall,
entsprechend 10 bzw. 35 Betonbehältern Typ II.
- AG 2:
180 m³ Rohabfall beim DWR und 200 m³ Rohabfall beim SWR,
entsprechend 18 m³ bzw. 20 m³ konditioniertem Abfall,
entsprechend 45 bzw. 50 Betonbehältern Typ II.
- AG 3:
10 m³ Rohabfall beim DWR und 20 m³ Rohabfall beim SWR,
entsprechend 2 m³ bzw. 4 m³ konditioniertem Abfall,
entsprechend 5 bzw. 10 Betonbehältern Typ II.
- AG 4:
20 m³ Rohabfall beim DWR und 60 m³ Rohabfall beim SWR,
entsprechend 20 m³ bzw. 60 m³ konditioniertem Abfall,
entsprechend 50 bzw. 150 Betonbehältern Typ II.
- AG 5 und 6:
1700 m³ Rohabfall beim DWR und 2500 m³ Rohabfall beim SWR,
entsprechend etwa 200 m³ bzw. 300 m³ konditioniertem Abfall (da hierunter auch Abfälle zur Verbrennung etc. fallen), entsprechend 33 bzw. 50 Stahlblechcontainern Typ IV.

Dabei wurde von einer Volumenreduzierung durch die Konditionierung entsprechend Tabelle 3.2-3 ausgegangen. Es sind jeweils die im Hinblick auf das Freisetzungsvorhalten ungünstigen Behälter angesetzt worden. DWR-Filterkerzeneinsätze sind wegen ihres geringen Volumens in der Abfallgruppe 1 enthalten. Es wird das Inventar nach Tabelle 3.2-5 angesetzt, da diese Werte mittleren Aktivitätswerten über eine langjährig akkumulierte Abfallmenge entsprechen. Es ergeben sich die in Tabelle 3.4-7 (siehe Anhang) dargestellten Quellterme.

Für die nicht in Behältern der Behältergruppen 1 bis 3 aufbewahrten radioaktiven Abfälle sind die ermittelten hypothetischen Quellterme in der Tabelle 3.4-8 zusammengestellt.

4 Vergleich der ermittelten Aktivitätsinventare mit denen anderer Anlagen

Die in den Kapiteln 2 und 3 ermittelten Aktivitätsinventare in Systemen, Komponenten und sonstigen Abfällen von Druck- und Siedewasserreaktoranlagen sollen mit den Aktivitätsinventaren anderer Anlagen abgeglichen werden, um die Repräsentativität der Daten einschätzen zu können. Hierfür wurden uns typische Daten zu Parametern des Brennelementlagerbeckens sowie zu Abfallmengen aus einer DWR-Konvoianlage zur Verfügung gestellt.

Die Parameter des Brennelementlagerbeckens weisen eine hohe Übereinstimmung mit den in Kapitel 2.1.1 und 2.1.2 genannten Rahmendaten für die Berechnung des Aktivitätsinventars der Brennelemente im Brennelementlagerbecken auf.

Angaben zu weiteren Systemen und Komponenten konnten zum Vergleich nicht herangezogen werden.

Die bei einer Konvoi-Anlage jährlich anfallenden Abfallmengen liegen für Öle, Festabfälle, Filterschlämme / -konzentrate und Verdampferkonzentrat unterhalb der in Tabelle 3.1-1 (siehe Anhang) genannten Abfallmengen. Die jährlich anfallenden Abfallmengen an Metallteilen, Filterkerzeneinsätzen und Kugelharzen entsprechen den Angaben in Tabelle 3.1-1. Die mittleren Aktivitätskonzentrationen der Abfälle werden ebenfalls mit den Daten aus Tabelle 3.1-1 verglichen. Sie liegen für Öle oberhalb, für Verdampferkonzentrat und Festabfälle unterhalb, für Metallteile und Kugelharze deutlich unterhalb sowie für Filterschlämme / -konzentrate und Filterkerzen im Bereich der in Tabelle 3.1-1 genannten Grenzen.

Insgesamt liegen damit die Aktivitätsinventare der Konvoianlage erwartungsgemäß im unteren Bereich der in diesem Bericht ermittelten Aktivitätsinventare für DWR-Anlagen oder noch darunter.

5 Radiologische Auswirkungen

Anhand der Berechnung der potentiellen Strahlenexpositionen kann die radiologische Relevanz der in den Kapiteln 2 und 3 ermittelten Quellterme bewertet werden.

Die Dosisberechnungen wurden mit dem Programm SAFER2 /11/, das den Leitfaden für den Fachberater Strahlenschutz /12/ umsetzt, durchgeführt. Es wurde ein Spektrum möglicher Wetterlagen herangezogen. Dabei wurden sowohl seltene als auch häufige bzw. mittlere Ausbreitungsbedingungen berücksichtigt.

Zur Entscheidung über die Notwendigkeiten von Katastrophenschutzmaßnahmen wurden die berechneten Dosiswerte mit den Eingreifrichtwerten der Tabelle 5-1 (siehe Anhang) gemäß den Rahmenempfehlungen für den Katastrophenschutz in der Umgebung kerntechnischer Anlagen /16/ verglichen. Dabei wurden nur die Richtwerte für die kurzfristig einzuleitenden Maßnahmen „Aufenthalt im Gebäude“, „Verabreichung von Jodtabletten“ und „Evakuierung“ herangezogen. Mittel- und langfristige Maßnahmen wurden nicht betrachtet.

Zusätzlich wurde für die hypothetischen Quellterme „BE-Lagerbecken ohne Reduktionsfaktoren“ und „BE-Lagerbecken mit Reduktionsfaktoren“ die Ingestionsdosis mit dem Programm RODOS /13/ ermittelt, um die Relevanz solcher Quellterme für die nach dem Strahlenschutzbegesetz erforderlichen Maßnahmen beurteilen zu können.

5.1 Quellbedingungen

Im Einklang mit der in den Kapiteln 2 und 3 postulierten nicht mehr vorhandenen Rückhaltewirkung der Gebäude wurde für die Rechenbeispiele eine mittlere Freisetzungshöhe von 20 m über Grund für das BE-Lagerbecken und die Hilfssysteme angenommen. Die Freisetzung aus den radioaktiven Abfällen wurden als bodennahe Quellen mit einer Höhe von 10 m über Grund berechnet.

Als Gebäudeeinfluss werden die geometrischen Maße des Maschinenhauses berücksichtigt. Dies führt zu einer Verringerung der effektiven Emissionshöhe auf 10 m über Grund für das BE-Lagerbecken und die Systeme sowie auf 5 m für die Quellterme aus Abfällen. Weiterhin kommt es durch die Gebäude zu Einflüssen auf das Strömungsfeld, die im Modell als erhöhte turbulente Diffusion gewertet werden.

Da die so festgelegten Quellhöhen konservativ niedrig sind, wurden zusätzlich im Rahmen einer Sensitivitätsanalyse auch Rechenläufe durchgeführt, bei denen aufgrund eines unterstellten Brandes eine Quellüberhöhung durch thermischen Auftrieb ermittelt wurde.

Im Einklang mit der postulierten nicht mehr vorhandenen Rückhaltewirkung der Gebäude wurde mit ungefilterten Aerosolfreisetzungungen gerechnet. Dazu wurde das Verhalten größerer Partikel durch veränderte Sedimentation, Ablagerung und Lungengängigkeit bei der Inhalation radioaktiver Aerosole stichprobenhaft untersucht.

In den Störfallberechnungsgrundlagen /5/ werden z. T. zeitliche Verläufe der Freisetzungungen berücksichtigt. Dies ist insbesondere der Fall, wenn der Störfall in mehreren Phasen abläuft oder betriebliche Maßnahmen (z.B. Zuschalten von Filteranlagen) greifen können. Für die im vorliegenden Bericht fiktiv angenommenen Ereignisse und Rechenbeispiele mit sonstigen Inventaren wird im Folgenden im Sinne einer abdeckenden Betrachtung einheitlich eine Freisetzungsdauer von einer Stunde angesetzt. In den Störfallberechnungsgrundlagen wird z.B. unterstellt, dass sich innerhalb einer Stunde die meteorologischen Bedingungen nicht verändern. Die gesamte Freisetzung wird also an der ungünstigsten Einwirkungsstelle wirksam. Bei längerer Freisetzungsdauer können z.B. Windrichtungsänderungen auftreten, die die Freisetzung dann entsprechend mehr in der Umgebung verteilen. Dies führt zu einer weiteren Konservativität bei der rechnerischen Bestimmung der radiologischen Auswirkungen.

5.2 Meteorologische Daten

Es wurde ein Spektrum von Wettersituationen mit mittleren und niedrigen Windgeschwindigkeiten, mit und ohne Niederschlag sowie mit verschiedenen Durchmischungsverhältnissen der Atmosphäre¹ herangezogen. Die Berechnungen wurden für folgende Situationen durchgeführt:

- Neutrale Ausbreitungssituation, niedrige Windgeschwindigkeit, starker Niederschlag: Diffusionskategorie (DK) D, Windgeschwindigkeit (WG) 1 m/s (in 10 m), Niederschlagsrate (NR) 5 mm/h
- Neutrale Ausbreitungssituation, niedrige Windgeschwindigkeit, ohne Niederschlag: DK D, WG 1 m/s , NR 0,0 mm/h
- Neutrale Ausbreitungssituation, mittlere Windgeschwindigkeit, schwacher Niederschlag: DK D, WG 3 m/s, NR 0,5 mm/h
- Neutrale Ausbreitungssituation, mittlere Windgeschwindigkeit, ohne Niederschlag: DK D, WG 3 m/s, NR 0,0 mm/h
- Labile Ausbreitungssituation, niedrige bis mittlere Windgeschwindigkeit, ohne Niederschlag: DK A, WG 2 m/s, NR 0,0 mm/h

¹ Die Durchmischungsverhältnisse der Atmosphäre werden durch die Diffusionskategorien (DK) beschrieben:
DK A = sehr labil DK B = labil DK C = labil bis neutral
DK D = neutral bis leicht stabil DK E = stabil DK F = sehr stabil

- Stabile Ausbreitungssituation, niedrige Windgeschwindigkeit, mäßiger Niederschlag: DK F, WG 1 m/s, NR 1,0 mm/h

5.3 Ergebnisse der Dosisberechnungen

5.3.1 Kurzzeitdosis durch Inhalation und Aufenthalt

Das Erreichen der Eingreifrichtwerte wird nach den Rahmenempfehlungen für den Katastrophenschutz /16/ als Startwert verstanden, der nach Abwägung weiterer Faktoren zum Einleiten von Katastrophenschutzmaßnahmen führen kann. Bei Unterschreiten der Richtwerte sind in der Regel keine aktuellen Maßnahmen erforderlich.

Die Ergebnisse der Dosisberechnung für die betrachteten fiktiven Fälle werden in den Tabellen 5.3-1 bis 5.3-14 (siehe Anhang) in qualitativer Weise dargestellt. Dabei wird das Erreichen des jeweiligen Eingreifrichtwertes bzw. dessen Überschreiten angegeben. Der Abstand der Aufpunkte von der Quelle wurde in den nach den Rahmenempfehlungen bekannten Zonen (Zentralzone bis 2 km, Mittelzone bis 10 km, Außenzone bis 25 km, Fernzone bis 100 km) eingeteilt. Die minimale Quellentfernung (Zaunentfernung) beträgt 200 m.

Ausreichend für das Erreichen bzw. Überschreiten des Richtwertes für die effektive Dosis ist entweder der berechnete Dosiswert für das Kleinkind oder derjenige für den Erwachsenen. Lediglich bei der Maßnahme „Verabreichung von Jodtabletten“ wird hinsichtlich der Personengruppe unterschieden.

Zusätzlich wurden die absoluten höchsten Werte der effektiven Dosis für jeden Quellterm rot markiert.

Die so gestalteten Tabellen 5.3-1 bis 5.3-14 geben Hinweise darauf, in welchem Umfang und in welcher räumlichen Tiefe Katastrophenschutzmaßnahmen zu erwarten sind. Gleichzeitig geben die Tabellen Aufschluss darüber, welche Ausbreitungsbedingungen sich als die ungünstigsten erweisen. Damit ist es möglich, die radiologische Relevanz der in den Kapiteln 2 und 3 analysierten Quellterme bzgl. zu treffender Katastrophenschutzmaßnahmen zu beurteilen.

5.3.1.1 Brennelement (BE) – Lagerbecken des SWR

Die bei Freisetzungen aus dem Lagerbecken des SWR bei postulierter Beschädigung aller Brennelemente erforderlichen Katastrophenschutzmaßnahmen sind in den Tabellen 5.3-1 und 5.3-2 (siehe Anhang) dargestellt. Es liegen die Quellterme aus der Tabelle 2.4-1 zugrunde.

Wird aufgrund der Rückhaltewirkung des Lagerbeckenwassers ausschließlich die Freisetzung von Edelgasen aus beschädigten Brennstäben unterstellt (Tabelle 5.3-1), so ergibt sich bei manchen Ausbreitungsbedingungen eine Überschreitung des Eingreifrichtwertes für die Schutzmaßnahme „Aufenthalt im Gebäude“ innerhalb der Zentralzone (2 km-Radius). Weitere Maßnahmen sind nicht erforderlich.

Ist hingegen aufgrund von Verspritzen oder Verdampfen eines Teils des kontaminierten Beckenwassers anzunehmen, dass auch Anteile der Halogene, Alkalimetalle und sonstigen Feststoffe in die Umgebung gelangen (Tabelle 5.3-2) so werden zwar in der Zentralzone (< 2 km) die Eingreifrichtwerte für Jodtablettengabe und für Evakuierung überschritten, jedoch beschränkt sich der Umfang der Maßnahmen in der Mittelzone (> 2 km) (mit einer Ausnahme bei sehr speziellen Ausbreitungsbedingungen) auf den „Aufenthalt im Gebäude“ und die „Verabreichung von Jodtabletten für Kinder, Jugendliche und Schwangere“. Außerhalb der Mittelzone (> 10 km) werden bis auf eine Ausnahme (1 m/s, Kat. D, 0 mm/h) keine Eingreifrichtwerte überschritten.

5.3.1.2 Mischbettfilter

Für den Quellterm „Mischbettfilter Kühlmittelreinigung TC (DWR)“ ergeben sich die in der Tabelle 5.3-3 dargestellten Maßnahmenempfehlungen, die ausschließlich die Zentralzone betreffen.

Bei labilen Wetterlagen und bei neutralen Wetterlagen mit mittleren Windgeschwindigkeiten werden die Eingreifrichtwerte unterschritten. Dies gilt insbesondere für den Fall einer durch Wärmeleisetzungen entstandenen Quellüberhöhung. Hier werden selbst bei niedrigen Windgeschwindigkeiten die Eingreifrichtwerte nicht erreicht.

Hingegen führt die Berechnung für Aerosolpartikel, die einen wesentlich größeren aerodynamischen Durchmesser als 1 µm besitzen, auch bei mittleren Windgeschwindigkeiten aufgrund der effektiveren Ablagerung in der Zentralzone zu Werten, die über dem Eingreifrichtwert für den Aufenthalt im Gebäude liegen. (Die Ergebnisse für Partikel mit wesentlich größeren aerodynamischen Durchmessern als 1 µm sind in Tabelle 5.3-3 nicht dargestellt).

Maßnahmen in der Mittelzone werden allerdings dadurch nicht erreicht. Die erhöhte Sedimentation und Ablagerung führt mit zunehmender Quellentfernung rasch zur Abreicherung der Fahne. Zusätzlich muss berücksichtigt werden, dass mit zunehmender Aerosolpartikelgröße die Lungengängigkeit der Aerosole und damit die Inhalationsdosis abnimmt.

Die Berechnungen für die Quellterme

- Mischbettfilter Kühlmittelreinigung TC (SWR) gemäß Tab. 5.3-4
- Mischbettfilter BE-Lagerbeckenreinigung TG (SWR) gemäß Tab. 5.3-5

haben ergeben, dass bei allen (TC (SWR)) bzw. bei einigen (TG (SWR)) unterstellten meteorologischen Situationen die Maßnahme „Aufenthalt im Gebäude“ erforderlich ist, diese Empfehlung sich aber nur auf die Zentralzone beschränkt.

Die Richtwerte für die Verabreichung von Jodtabletten für Kinder, Jugendliche und Schwangere werden bei diesen Ereignissen ebenfalls in der Zentralzone überschritten.

Bei den Quelltermen

- Mischbettfilter Brennelementlagerbeckenreinigung TG (DWR),
- Mischbettfilter Kühlmittelaufbereitung TD (DWR) und
- Mischbettfilter Kondensatreinigung UB (SWR)

werden bei allen meteorologischen Situationen und in allen Entfernungen zum Kraftwerk die Eingreifrichtwerte unterschritten.

5.3.1.3 Harzsammelbehälter

Die in den Tabellen 5.3-6 und 5.3-7 aufgeführten Ergebnisse der Dosisberechnungen für die Quellterme Harzsammelbehälter für den DWR und den SWR weisen jeweils aus, dass der Eingreifrichtwert für den Aufenthalt im Gebäude nur in der Zentralzone überschritten wird.

Eine unterstellte Quellüberhöhung durch thermische Freisetzung in Höhe von 60 m führt dazu, dass die Eingreifrichtwerte bei trockener Wetterlage nicht mehr erreicht werden. Lediglich bei höheren Niederschlagsraten werden in diesem Falle durch Washout Dosiswerte ermittelt, die im Bereich des Eingreifrichtwertes für den Aufenthalt im Gebäude liegen.

5.3.1.4 Abwasserbehandlung

Die Abschätzung der potentiellen Strahlenexposition ergibt, dass bei den Quelltermen

- Abwasserverdampfer (DWR),
- Abwasserverdampferkonzentratbehälter (DWR),
- Abwasserverdampfer (SWR) und
- Abwasserverdampferkonzentratbehälter (SWR)

alle Eingreifrichtwerte für die Einleitung von Katastrophenschutzmaßnahmen unterschritten werden.

5.3.1.5 Abgasanlage

Es ergeben sich keine Katastrophenschutzmaßnahmen für die Quellterme

- Abgasanlage (DWR) und
- Abgasanlage (SWR).

5.3.1.6 Volumenausgleichsbehälter

Es ergeben sich keine Katastrophenschutzmaßnahmen für den Quellterm Volumenausgleichsbehälter (DWR).

5.3.1.7 Quellterme für gleichzeitig betroffene Systeme und Komponenten

In der Tabelle 5.3-8 sind die Katastrophenschutzmaßnahmen für den Quellterm „Reaktorhilfsanlagengebäude (DWR)“ dargestellt, wobei eine gleichzeitige Freisetzung aus den im Reaktorhilfsanlagengebäude vorhandenen Systemen bei einer großflächigen Einwirkung mit verlorener Rückhaltewirkung des Gebäudes unterstellt wird (siehe Abschnitt 2.4.7.1).

Die Notwendigkeit für die Einleitung von Katastrophenschutzmaßnahmen betrifft nur die Zentralzone. Bei hohen Niederschlagsraten sowie bei stabilen Wetterlagen werden die Richtwerte für Evakuierung überschritten. Ansonsten erstrecken sich die Maßnahmen auf den „Aufenthalt im Gebäude“.

Die in der Tabelle 5.3-9 aufgeführten Maßnahmen für den Quellterm „Reaktorgebäude (SWR)“ (siehe Abschnitt 2.4.7.2.2) betreffen ebenfalls nur die Zentralzone.

Im Gegensatz zum Quellterm „Reaktorhilfsanlagengebäude (DWR)“ muss aufgrund der höheren Jodfreisetzung auch empfohlen werden, Jodtabletten in der Zentralzone zu verabreichen. Diese Maßnahme beschränkt sich auf die Personengruppen „Kinder, Jugendliche und Schwangere“ mit Ausnahme der stabilen Wetterlage, bei der auch die Erwachsenen von der Jodtablettenverteilung betroffen sind.

5.3.1.8 Radioaktive Abfälle

5.3.1.8.1 Abdeckende Quellterme für die drei Behältergruppen

Bei den anlagenübergreifenden Quelltermen, die für die drei Behältergruppen („BG 1 Stahlblechcontainer, 20‘-Container“; BG 2 Betoncontainer, Betonbehälter“ und „BG 3 Gusscontainer, Gussbehälter“) hinsichtlich der Freisetzung abdeckend sind, ergeben sich keine Katastrophenschutzmaßnahmen.

5.3.1.8.2 Quellterme für die gleichzeitige Betroffenheit der Lagermenge radioaktiver Betriebsabfälle aus 10 Betriebsjahren

Die postulierte gleichzeitige Freisetzung von Radionukliden aus Abfällen des SWR, die aus 10 Jahren Betriebszeit stammen (siehe Abschnitt 3.4), führen bei der Einwirkungsklasse 3 (EK3) zur Überschreitung von Eingreifrichtwerten in der Zentralzone (Aufenthalt im Gebäude und bei niedrigen Windgeschwindigkeiten auch Evakuierung) (siehe Tabelle 5.3-10).

Der Quellterm „SWR, Freisetzung aus Betriebsabfällen von 10 Jahren, Einwirkungsklasse EK1“ führt nicht zur Überschreitung von Eingreifrichtwerten.

Beim Ereignis „DWR, Freisetzung aus Betriebsabfällen von 10 Jahren, Einwirkungsklasse EK3“ (Tabelle 5.3-11) sind in der Zentralzone die Eingreifrichtwerte für den Aufenthalt im Gebäude und bei stabilen Ausbreitungssituationen auch für die Evakuierung überschritten.

Wird eine thermische Überhöhung infolge der Wärmefreisetzung beim Brand berücksichtigt, so wird nur noch bei wenigen Ausbreitungssituationen der Eingreifrichtwert für den Aufenthalt im Gebäude überschritten.

Der Quellterm „DWR, Freisetzung aus Betriebsabfällen von 10 Jahren, Einwirkungsklasse EK1“ führt nicht zur Überschreitung von Eingreifrichtwerten.

5.3.1.8.3 Quellterme für nicht in Behältern der Gruppen 1 bis 3 aufbewahrte Abfälle

Quellterme für die nicht in Behältern der Behältergruppen 1 bis 3 (BG1 bis BG3) aufbewahrten radioaktiven Abfälle führen bei den Einwirkungsklassen EK1 und EK3 zu keinen Katastrophenschutzmaßnahmen.

5.3.2 Dosis durch Verzehr kontaminierte Nahrungsmittel

Für die hypothetischen Quellterme der Freisetzung aus dem BE-Lagerbecken ohne Reduktionsfaktor (sehr konservativ, siehe Abschnitt 2.3.2.1) und mit Reduktionsfaktor wurden mit dem Programm RODOS /13/ Konzentrationen in Lebensmitteln berechnet. Die Überschreitung der zulässigen Höchstwerte der Radioaktivität in Lebensmitteln gemäß EURATOM /14/ wird in der Anzahl der Tage bzw. Jahre angegeben und ist ein Maß für den Grad der Kontamination.

Es wurden die nuklidgruppenspezifischen Richtwerte gemäß der Tabelle 5.3-12 (siehe Anhang) zugrunde gelegt.

Die Tabellen 5.3-13 (Milch und Milchprodukte) und 5.3-14 (Blattgemüse) zeigen für die ausgewählten Quellterme die mit RODOS berechneten langfristigen Auswirkungen. Sie sind als Dauer der Überschreitung von Richtwerten der genannten Nahrungsmittel angegeben und fallen hinsichtlich der zu treffenden Maßnahmen in den Bereich des Strahlenschutzvorsorgegesetzes (StrVG) /15/.

Im Vergleich der Quellterme „BE-Lagerbecken, ohne Reduktionsfaktoren“ und „BE-Lagerbecken, mit Reduktionsfaktoren“ wird der Einfluss der langlebigen Radionuklide Cs-134 und Cs-137 deutlich. Diese Nuklide werden als Alkalimetalle im zweiten Quellterm um fast zwei Größenordnungen zurückgehalten. Dementsprechend verringert sich auch die Zeit für notwendige Beschränkungen des Lebensmittelverzehrs.

5.4 Zusammenfassende radiologische Bewertung der Quellterme hinsichtlich der Notwendigkeit potentieller Katastrophenschutzmaßnahmen

Die Berechnung der potentiellen Strahlenexposition wurde ohne Bezug zu irgendwelchen konkreten Szenarien und mit sehr konservativen Randbedingungen durchgeführt. Eine Rückhaltung der aerosolförmigen radioaktiven Stoffe sowie des radioaktiven Jods durch Ablagerungen oder sonstige Abscheideprozesse an der Quelle wurden mit Ausnahme der Quellterme für das BE-Lagerbecken des SWR, bei denen auch der Einfluss von Reduktionsfaktoren für Alkalimetalle und Halogene untersucht wurde, nicht berücksichtigt. Wie in Abschnitt 2.4 des vorliegenden Berichtes begründet, wurde die großflächige Einwirkung auf das Lagerbecken des DWR wegen des hohen baulichen Schutzzustandes innerhalb des Sicherheitsbehälters nicht gesondert betrachtet; der Quellterm hierfür kann bei Erfordernis im Rahmen der ohnehin unvermeidlichen Unsicherheitsbandbreiten durch denjenigen für das SWR-Lagerbecken substituiert werden. Quellterme für skalierte Brennelemente werden jedoch in Abschnitt 6.2 auch für den DWR angegeben.

Die Freisetzungshöhen wurden ebenfalls im Sinne eines abdeckenden Ergebnisses gewählt. Bis auf einzelne Fallstudien (s. Kap. 5.1 sowie qualitative Ergebnisse in Kap. 5.1.3.2, 5.1.3.3 und 5.1.3.8.2) wurde auf eine thermisch bedingte Überhöhung verzichtet.

Schließlich ergeben sich auch durch die Annahme einer kurzzeitigen und punktförmigen Quelle zusätzliche Konservativitäten. Sowohl die zeitliche Verteilung über wechselnde Wetterbedingungen sowie die Anfangsverdünnung einer Linien-, Flächen- oder Volumenquelle wurden nicht weiter berücksichtigt.

Die untersuchten Quellterme können hinsichtlich ihrer radiologischen Bedeutung in drei Kategorien eingeteilt werden:

- Die nach dem Leitfaden „Fachberater Katastrophenschutz“ /12/ berechnete Dosis überschreitet unter den hypothetischen Annahmen und konservativen Gesichtspunkten die Eingreifrichtwerte für Katastrophenschutzmaßnahmen auch außerhalb der Zentralzone. Mindestens innerhalb der Zentralzone, teilweise aber auch darüber hinaus werden neben der Verteilung von Jodtabletten an alle Personengruppen auch Evakuierungen empfohlen.

Zu diesen Ereignissen gehören die in der Tabelle 5.4-1 aufgeführten Quellterme.

- Die berechnete Dosis führt unter den hypothetischen Annahmen und konservativen Gesichtspunkten zu Dosiswerten, die in der Zentralzone Katastrophenschutzmaßnahmen erforderlich machen. Diese Quellterme sind in der Tabelle 5.4-2 aufgeführt.

Die Berücksichtigung von Randbedingungen wie thermische Überhöhung, Ablagerungen im Bereich der Quelle oder einer Anfangsverdünnung, die zu geringeren Konzentrationen und Kontaminationen in der Umgebung führen, kann bewirken, dass erforderliche Maßnahmen teilweise oder ganz entfallen.

- Es ergeben sich auch unter ungünstigen Randbedingungen keine Dosiswerte, die die Eingreifrichtwerte überschreiten. Darunter fallen alle übrigen in den Kapiteln 2 und 3 analysierten Freisetzungen aus Systemen und Abfällen.

Die in den Tabellen 5.4-1 und 5.4-2 in Klammern gesetzten Maßnahmen sind nicht bei allen untersuchten Wettersituationen erforderlich.

Tabelle 5.4-1: Zusammenfassung derjenigen konservativen Quellterme, die rechnerisch zu Katastrophenschutzmaßnahmen auch außerhalb der Zentralzone führen

Quellterm	Betroffene Zone	Zentral-zone	Mittelzone	Außen-zone	Fernzone
SWR, BE-Lagerbecken mit Reduktionsfaktor		A JKS, JEW E	A (JKS) (E)	(A) - -	-
Quellterm „Abfälle_SWR_EK3_10a“		A - E	A - (E)	(A) - -	-
Quellterm „Abfälle_DWR_EK3_10a“		A - E	A - (E)	(A) - -	-

Werte in (): trifft nicht für alle Ausbreitungssituationen zu

Maßnahmen: A: Aufenthalt im Gebäude, JKS: Jodtabletten an Kinder, Jugendliche und Schwangere, JEW: Jodtabletten an Erwachsene, E: Evakuierung

Tabelle 5.4-2: Zusammenfassung derjenigen konservativen Quellterme, die rechnerisch ausschließlich zu Maßnahmen innerhalb der Zentralzone führen

Quellterm	Betroffene Zone	Zentral-zone	Mittelzone	Außen-zone	Fernzone
SWR, BE-Lagerbecken nur Edelgasfreisetzung		(A) - -			
SWR, Reaktorgebäude		A JKS, (JEW) -	- - -	- - -	-
DWR, Reaktor-Hilfsanlagengebäude		A - (E)	- - -	- - -	-
SWR, Mischbettfilter Kühlmittelreinigung TC		A JKS -	- - -	- - -	-
SWR, Mischbettfilter Brennelement-Lagerbecken-Reinigung TG		(A) JKS -	- - -	- - -	-
DWR, Mischbettfilter Kühlmittelreinigung TC		(A) - -	- - -	- - -	-
SWR, Harzsammelbehälter		A - -	- - -	- - -	-
DWR, Harzsammelbehälter		A - -	- - -	- - -	-

Werte in (): trifft nicht für alle Ausbreitungssituationen zu

Maßnahmen: A: Aufenthalt im Gebäude, JKS: Jodtabletten an Kinder, Jugendliche und Schwangere, JEW: Jodtabletten an Erwachsene, E: Evakuierung

6 Vorschläge zur Aufnahme von Quelltermen und Randbedingungen in die RODOS-Datenbank

6.1 Zusammenfassende Bewertung der radiologischen Relevanz der postulierten Freisetzungsszenarien

Anhand der in Kapitel 5 dargestellten radiologischen Konsequenzen werden diejenigen Freisetzungsszenarien extrahiert, für die unter den postulierten ungünstigen Randbedingungen Katastrophenschutzmaßnahmen erforderlich werden können. Hierzu sind in den folgenden Tabellen für die einzelnen Systeme und Komponenten der DWR- und SWR-Referenzanlage jeweils die Summe der Freisetzungsszenarien, ein Verweis auf die jeweilige Tabelle mit dem gesamten Quellterm und die Überschreitung von Eingreifrichtwerten für Katastrophenschutzmaßnahmen zusammengestellt. Bei den Systemen und Komponenten entsprechen die Freisetzungsszenarien rechnerisch dem Aktivitätsinventar, weil von Rückhaltewirkungen konservativ kein Kredit genommen wurde.

Tabelle 6.1-1: DWR-Referenzanlage: Zusammenstellung der Freisetzungsszenarien aus Systemen und Komponenten und der Überschreitung von Eingreifrichtwerten

DWR			Überschreitung von Eingreifrichtwerten					
			Summe der Freisetzungsszenarien [Bq]	Quellterm in Tab.	Zentral-zone	Mittel-zone	Außen-zone	Fern-zone
Systeme und Komponenten								
Mischbettfilter TC	$1,00 \cdot 10^{13}$	2.4-2	(+)	-	-	-	-	
Mischbettfilter TD	$5,00 \cdot 10^{11}$	2.4-3	-	-	-	-	-	
Mischbettfilter TG	$4,00 \cdot 10^{12}$	2.4-4	-	-	-	-	-	
Harzsammelbehälter	$5,00 \cdot 10^{13}$	2.4-8	+	-	-	-	-	
Abwasserverdampfer	$2,00 \cdot 10^{10}$	2.4-10	-	-	-	-	-	
Abwasserverdampferkonzentratbehälter	$4,00 \cdot 10^{11}$	2.4-11	-	-	-	-	-	
Abgasanlage	$4,00 \cdot 10^{10}$	2.4-14	-	-	-	-	-	
Volumenausgleichsbehälter	$2,00 \cdot 10^{11}$	2.4-16	-	-	-	-	-	

+ Überschreitung von Eingreifrichtwerten

(+) trifft nicht für alle Ausbreitungssituationen zu

- keine Überschreitung von Eingreifrichtwerten

Die Zusammenstellung in Tabelle 6.1-1 zeigt, dass Eingreifrichtwerte ab einer Freisetzung von etwa $1 \cdot 10^{13}$ Bq überschritten werden. Die Inventare der Mischbettfiltern TD und TG, der Abwasserverdampferkonzentratbehälter, der Abwasserverdampfer, der Abgasanlage und des Volumenausgleichsbehälters betragen zusammen $5,2 \cdot 10^{12}$ Bq. Sie sind demnach auch bei unterstellter vollständiger Freisetzung im Hinblick auf Katastrophenschutzmaßnahmen nicht relevant.

Radiologisch relevant beim DWR sind unter den konservativen Randbedingungen der Quelltermermittlung im Rahmen dieses Forschungsvorhabens die Quellterme für das Mischbettfilter der Kühlmittelreinigung (TC) und die Harzsammelbehälter (in der Tabelle 6.1-1 fett gedruckt), wenn rechnerisch unterstellt wird, dass deren gesamtes Aktivitätsinventar freigesetzt wird.

Tabelle 6.1-2: SWR-Referenzanlage: Zusammenstellung der Freisetzung aus Systemen und Komponenten und der Überschreitung von Eingreifrichtwerten

SWR			Überschreitung von Eingreifrichtwerten			
			Systeme und Komponenten	Summe der Freisetzung [Bq]	Quellterm in Tab.	Zentral zone
BE-Lagerbecken (nur Edelgasfreisetzung)	$6,29 \cdot 10^{16}$	2.4-1	(+)	-	-	-
BE-Lagerbecken mit Reduktionsfaktor für Halogene und Feststoffe	$6,91 \cdot 10^{16}$	2.4-1	+	+	(+)	-
Mischbettfilter TC	$3,00 \cdot 10^{13}$	2.4-5	+	-	-	-
Mischbettfilter UB	$1,00 \cdot 10^{12}$	2.4-6	-	-	-	-
Mischbettfilter TG	$1,00 \cdot 10^{13}$	2.4-7	+	-	-	-
Harzsammelbehälter	$3,00 \cdot 10^{13}$	2.4-9	+	-	-	-
Abwasserverdampfer	$5,00 \cdot 10^{10}$	2.4-12	-	-	-	-
Abwasserverdampfer konzentratbehälter	$8,00 \cdot 10^{11}$	2.4-13	-	-	-	-
Abgasanlage	$1,00 \cdot 10^{12}$	2.3-15	-	-	-	-

+ Überschreitung von Eingreifrichtwerten

(+) trifft nicht für alle Ausbreitungssituationen zu

- keine Überschreitung von Eingreifrichtwerten

Die Zusammenstellung in Tabelle 6.1-2 zeigt, dass Eingreifrichtwerte ab einer Freisetzung von etwa $1 \cdot 10^{13}$ Bq überschritten werden. Die Freisetzung aus den Mischbettfiltern UB, dem Abwasserverdampferkonzentratbehälter, dem Abwasserverdampfer und der Abgasanlage betragen zusammen $2,9 \cdot 10^{12}$ Bq. Sie sind demnach im Hinblick auf Katastrophenschutzmaßnahmen nicht relevant. Dies gilt insbesondere im Hinblick auf die sehr konservative Ermittlung der Quellterme (Freisetzung des gesamten Aktivitätsinventars). Radiologisch relevant beim SWR sind unter den konservativen Randbedingungen der Quelltermermittlung im Rahmen dieses Forschungsvorhabens vor allem die Quellterme für das Brennelementlagerbecken (ohne und mit Freisetzung von Halogenen und Feststoffen), in geringerem Umfang die Mischbettfilter für die Kühlmittelreinigung

(TC) und die Lagerbeckenwasserreinigung (TG) sowie der Harzsammelbehälter (in der Tabelle 6.1-2 fett gedruckt), wenn rechnerisch unterstellt wird, dass deren gesamtes Aktivitätsinventar freigesetzt wird.

Auch für die sonstigen Abfälle ist zu unterstellen, dass Eingreifrichtwerte ab einer Freisetzung von etwa $1 \cdot 10^{13}$ Bq überschritten werden. Die Summe der Freisetzungen aus einem Behälter ist in Tabelle 6.1-3 in Abhängigkeit vom Behältertyp, der Abfallgruppe und der Einwirkungsklasse zusammengestellt. Auf den vollständigen Quellterm wird verwiesen.

Tabelle 6.1-3: sonstige Abfälle in Behältern: Zusammenstellung der Freisetzungen aus einem Behälter

sonstige Abfälle in Behältern		Summe der Freisetzungen aus einem Behälter [Bq]		
Behältergruppe	Abfallgruppe	Einwirkungsklasse EK 1	Einwirkungsklasse EK 3	Quellterm in Tab.
BG 1	AG 5, AG 6	$2,2 \cdot 10^{10}$	$4,4 \cdot 10^{10}$	3.4-1
BG 2	AG 1	$7,1 \cdot 10^{09}$	$7,1 \cdot 10^{11}$	3.4-2
	AG 2, AG 3	$8,4 \cdot 10^{09}$	$8,4 \cdot 10^{11}$	3.4-2, 3.4-3
	AG 4	$5,2 \cdot 10^{08}$	$5,2 \cdot 10^{10}$	3.4-3
BG 3	AG 1	$1,3 \cdot 10^{06}$	$3,8 \cdot 10^{10}$	3.4-4
	AG 2	$1,3 \cdot 10^{06}$	$4,0 \cdot 10^{10}$	3.4-4
	AG 3	$1,4 \cdot 10^{06}$	$4,1 \cdot 10^{09}$	3.4-5
	AG 4	$7,4 \cdot 10^{04}$	$5,9 \cdot 10^{08}$	3.4-5

Die Freisetzungen aus einem einzigen Behälter sind radiologisch nicht relevant. Die radiologische Relevanz ist somit abhängig von der Anzahl der Behälter, aus denen gleichzeitig freigesetzt wird.

Das maximale Aktivitätsinventar eines Behälters der Behältergruppe 3 (Gusscontainer und -behälter) beträgt $4 \cdot 10^{10}$ Bq. Unterstellt man, dass die Betriebsabfälle der Abfallgruppen 1 bis 4, die innerhalb von 10 Jahren (vgl. Text vor Tab. 3.4-7) anfallen, in Behältern der Behältergruppe 3 verpackt wären, ergibt sich für einen DWR eine Freisetzung von $3,5 \cdot 10^{12}$ Bq und für einen SWR von $7,8 \cdot 10^{12}$ Bq. Für diese Berechnung wurden die Angaben zur Anzahl der Betonbehälter Typ II (BG 2) (vgl. Text vor Tab. 3.4-7) mit einem Umrechnungsfaktor 0,4/0,5 (vgl. Tab. 3.2-3) auf die Anzahl der Gussbehälter (BG 3) umgerechnet. Damit sind Freisetzungen aus der Behältergruppe 3 für RODOS nicht relevant. Analoges gilt für die Einwirkungsklasse EK1 bei Behältergruppe 2. Das maximale Aktivitätsinventar eines Behälters der Behältergruppe 2 (Betoncontainer und -behälter) beträgt $8,4 \cdot 10^{09}$ Bq. Unterstellt man, dass sämtliche Betriebsabfälle der Abfallgruppen 1 bis 4, die innerhalb von 10 Jahren (vgl. Text vor Tab. 3.4-7) anfallen, gleichzeitig betroffen sind, ergibt sich eine maximale Freisetzung für einen SWR von $2,1 \cdot 10^{12}$ Bq. Die Freisetzungen für einen DWR sind geringer. Damit sind Freisetzungen

aus der Behältergruppe 2 bei rein mechanischen Einwirkungen der Einwirkungsklasse 1 für RODOS nicht relevant. In der Behältergruppe 1 (Stahlblechcontainer und 20'-Container) werden Abfälle der Abfallgruppen 5 und 6 gelagert. Es ergibt sich eine maximale Freisetzung bei EK3 für einen SWR von $2,2 \cdot 10^{12}$ Bq. Damit sind Freisetzungen aus der Behältergruppe 1 für RODOS nicht relevant.

Radiologisch relevant sind unter den Randbedingungen der Quelltermermittlung im Rahmen dieses Forschungsvorhabens die Quellterme für die Behältergruppe 2 bei Einwirkungsklasse 3 gemäß Tabelle 3.4-2 und 3.4-3. Da sich die Quellterme der Behältergruppe 2 für die AG 1 bis 3 nur geringfügig voneinander unterscheiden, wird empfohlen, für die AG 1 bis 3 abdeckend den Quellterm für die AG 2 heranzuziehen. Zur Berechnung der Auswirkungen einer Freisetzung bei einer großflächigen Einwirkung auf mehrere Behälter ist der Quellterm für einen Behälter mit der Anzahl der betroffenen Behälter zu multiplizieren.

6.2 Betrachtungen zum Brennelementlagerbecken

Im Kapitel 2.1 sind Daten zu den Aktivitätsinventaren der Brennelemente im Lagerbecken von SWR und DWR sowie die Einflussfaktoren, die die Höhe des Aktivitätsinventars bestimmen, angegeben. Ein wesentlicher Einflussfaktor ist die Anzahl der Brennelemente, die sich im Lagerbecken befinden. Um im Falle einer großflächigen Einwirkung, bei der mit Freisetzungen aus dem Lagerbecken zu rechnen ist, zu einer möglichst schnellen Abschätzung des betroffenen radioaktiven Inventars zu kommen, sollen im Folgenden Skalierungsdaten dargestellt werden. Dazu wird das Aktivitätsinventar eines Modellbrennelementes ermittelt, dass mit der tatsächlichen Anzahl der betroffenen Brennelemente im Lagerbecken zu multiplizieren ist. Im Folgenden sind die Randbedingungen zur Ermittlung des Aktivitätsinventars eines Modellbrennelementes (skaliertes Brennelement) dargestellt. Im Gegensatz zur großflächigen Einwirkung auf das Brennelementlagerbecken (Abschnitt 2.3.2.1) werden hier auch Brennelemente im Lagerbecken des DWR betrachtet.

Für die Belegung eines Lagerbeckens nach dem Brennelementwechsel wird angenommen, dass die zuletzt aus dem Kern entladenen Brennelemente eine Abklingzeit haben, die sich aus der Mindestzeit, der für den Austausch der Brennelemente benötigten Zeit, ergibt. Es gibt hinsichtlich der Entladezeit prinzipielle Unterschiede zwischen SWR und DWR, weil bei SWR die Anzahl der Brennelemente größer ist, diese aber ein geringeres Schwermetallgewicht haben. Für die entladenen DWR-Elemente wurde eine Abklingzeit von 90 Stunden und für SWR-Elemente von sieben Tagen angesetzt. Für die weitere Belegung des Lagerbeckens werden Brennelemente mit bis zu fünf Jahren Abklingzeit angenommen, wobei der Anteil entsprechend der Lagerbeckengröße bei DWR- und SWR-Anlagen verschieden ist. Die Beschränkung auf Abklingzeiten bis zu fünf Jahren berücksichtigt den Umstand, dass ältere Brennelemente schon entfernt sein können, und vermeidet daher eine Unterschätzung des Inventars des zu definierenden Muster-Brennelementes.

Für SWR und DWR wurde ein Brennelement rechnerisch zusammengesetzt, das aus jeweils einem kurz abgekluungenem Anteil und einem Anteil von ein bis fünf Jahren Abklingzeit aufgebaut ist. Für SWR und DWR wurden jeweils drei Fälle unterschieden:

1. Es sind ausschließlich Uran-Brennelemente vorhanden.
2. Es sind ausschließlich MOX Brennelemente vorhanden.
3. Das Lagerbecken ist mit $\frac{3}{4}$ Uran und $\frac{1}{4}$ MOX Brennelementen belegt.

Für DWR und SWR wurde angenommen, dass die Brennelemente mit einem Abbrand von 50 MWd/kg entladen wurden. Die angenommene Anreicherung für unbestrahlte Brennelemente ist für MOX- und Uran-Brennelemente gleich und beträgt 4,0 w/o. In der Tabelle 6.2-1 sind die Parameter angegeben, die den Berechnungen für die skalierten Brennelemente zugrunde liegen.

Tabelle 6.2-1: Parameter, die der Aktivitätsinventarberechnung der skalierten Brennelemente zugrunde gelegt wurden

	SWR	DWR
Schwermetallmasse BE [kg]	177	538
Leistungsdichte bezogen auf die Schwermetallmasse [kW/kg]	25	38
Entladeabbrand der BE [MWd/kg]	50	50
Anreicherung der frischen BE [w/o]	4,0	4,0
Abklingzeit der Wechselcharge	7 Tage	90 Stunden
Anteil Wechselcharge 7 Tage bzw. 90 h Abklingzeit	0,165	0,0823
Anteil 1 bis 5 Jahre Abklingzeit	0,835	0,9177

Mit den oben angegebenen Parametern wurde jeweils das Aktivitätsinventar für die skalierten Brennelemente berechnet. Im Falle einer Einwirkung auf das Lagerbecken soll die Anzahl der belegten Positionen im Lagerbecken und die Art der betroffenen Brennelemente angegeben werden (Uran, MOX oder eine Mischung beider BE-Typen). Die Anzahl betroffener Brennelemente muss zur Abschätzung des betroffenen Aktivitätsinventars mit dem skalierten Brennelement multipliziert werden. Je ähnlicher die Einsatzdaten der betroffenen Brennelemente im Lagerbecken mit den angenommenen Parametern übereinstimmen, desto genauer wird die Abschätzung ausfallen.

In den Tabellen 6.2-2 und 6.2-3 sind die Aktivitätsinventare der skalierten Brennelemente angegeben.

Tabelle 6.2-2: Aktivitätsinventare der skalierten Brennelemente für SWR

	skaliertes BE		
	nur Uran BE	nur MOX BE	¾ Uran+¼ MOX BE
Nuklid	[Bq]	[Bq]	[Bq]
Kr-85	$6,99 \cdot 10^{13}$	$4,62 \cdot 10^{13}$	$6,39 \cdot 10^{13}$
Kr-85m	$8,60 \cdot 10^{02}$	$6,90 \cdot 10^{02}$	$8,18 \cdot 10^{02}$
Kr-88	< 1	< 1	< 1
Xe-133	$7,41 \cdot 10^{14}$	$8,13 \cdot 10^{14}$	$7,59 \cdot 10^{14}$
Xe-135	$1,18 \cdot 10^{10}$	$1,32 \cdot 10^{10}$	$1,21 \cdot 10^{10}$
I-129	$3,19 \cdot 10^{08}$	$3,75 \cdot 10^{08}$	$3,33 \cdot 10^{08}$
I-131	$4,39 \cdot 10^{14}$	$4,91 \cdot 10^{14}$	$4,52 \cdot 10^{14}$
I-132	$2,55 \cdot 10^{14}$	$2,85 \cdot 10^{14}$	$2,62 \cdot 10^{14}$
I-133	$5,79 \cdot 10^{12}$	$6,34 \cdot 10^{12}$	$5,92 \cdot 10^{12}$
I-135	$3,21 \cdot 10^{07}$	$3,63 \cdot 10^{07}$	$3,31 \cdot 10^{07}$
Rb-88	< 1	< 1	< 1
Sr-89	$5,19 \cdot 10^{14}$	$3,83 \cdot 10^{14}$	$4,85 \cdot 10^{14}$
Sr-90	$6,29 \cdot 10^{14}$	$3,74 \cdot 10^{14}$	$5,65 \cdot 10^{14}$
Zr-95	$1,10 \cdot 10^{15}$	$1,08 \cdot 10^{15}$	$1,10 \cdot 10^{15}$
Ru-103	$1,17 \cdot 10^{15}$	$1,43 \cdot 10^{15}$	$1,23 \cdot 10^{15}$
Ru-106	$1,24 \cdot 10^{15}$	$2,09 \cdot 10^{15}$	$1,45 \cdot 10^{15}$
Te-131m	$2,42 \cdot 10^{12}$	$2,61 \cdot 10^{12}$	$2,47 \cdot 10^{12}$
Te-132	$2,47 \cdot 10^{14}$	$2,77 \cdot 10^{14}$	$2,55 \cdot 10^{14}$
Cs-134	$1,03 \cdot 10^{15}$	$1,10 \cdot 10^{15}$	$1,05 \cdot 10^{15}$
Cs-136	$6,63 \cdot 10^{13}$	$6,13 \cdot 10^{13}$	$6,50 \cdot 10^{13}$
Cs-137	$9,57 \cdot 10^{14}$	$1,03 \cdot 10^{15}$	$9,75 \cdot 10^{14}$
Ba-140	$8,79 \cdot 10^{14}$	$9,53 \cdot 10^{14}$	$8,97 \cdot 10^{14}$
Pu-238	$5,66 \cdot 10^{13}$	$8,96 \cdot 10^{13}$	$6,48 \cdot 10^{13}$
Pu-241	$1,00 \cdot 10^{15}$	$1,63 \cdot 10^{15}$	$1,16 \cdot 10^{15}$
Cm-242	$1,14 \cdot 10^{14}$	$3,58 \cdot 10^{14}$	$1,75 \cdot 10^{14}$
Cm-244	$7,49 \cdot 10^{13}$	$9,44 \cdot 10^{14}$	$2,92 \cdot 10^{14}$

Tabelle 6.2-3: Aktivitätsinventare des skalierten Brennelements für DWR

	skaliertes BE		
	nur Uran BE	nur MOX BE	¾ Uran+¼ MOX BE
Nuklid	[Bq]	[Bq]	[Bq]
Kr-85	$2,20 \cdot 10^{14}$	$1,37 \cdot 10^{14}$	$1,99 \cdot 10^{14}$
Kr-85m	$3,32 \cdot 10^{08}$	$2,54 \cdot 10^{08}$	$3,13 \cdot 10^{08}$
Kr-88	$2,74 \cdot 10^{05}$	$1,99 \cdot 10^{05}$	$2,55 \cdot 10^{05}$
Xe-133	$2,45 \cdot 10^{15}$	$2,56 \cdot 10^{15}$	$2,48 \cdot 10^{15}$
Xe-135	$9,29 \cdot 10^{12}$	$1,05 \cdot 10^{13}$	$9,59 \cdot 10^{12}$
I-129	$9,54 \cdot 10^{08}$	$1,27 \cdot 10^{09}$	$1,03 \cdot 10^{09}$
I-131	$1,30 \cdot 10^{15}$	$1,40 \cdot 10^{15}$	$1,32 \cdot 10^{15}$
I-132	$1,15 \cdot 10^{15}$	$1,23 \cdot 10^{15}$	$1,17 \cdot 10^{15}$
I-133	$1,76 \cdot 10^{14}$	$1,84 \cdot 10^{14}$	$1,78 \cdot 10^{14}$
I-135	$2,61 \cdot 10^{11}$	$2,78 \cdot 10^{11}$	$2,65 \cdot 10^{11}$
Rb-88	$3,06 \cdot 10^{05}$	$2,22 \cdot 10^{05}$	$2,85 \cdot 10^{05}$
Sr-89	$1,24 \cdot 10^{15}$	$8,71 \cdot 10^{14}$	$1,14 \cdot 10^{15}$
Sr-90	$1,94 \cdot 10^{15}$	$1,04 \cdot 10^{15}$	$1,71 \cdot 10^{15}$
Zr-95	$2,63 \cdot 10^{15}$	$2,48 \cdot 10^{15}$	$2,59 \cdot 10^{15}$
Ru-103	$2,77 \cdot 10^{15}$	$3,31 \cdot 10^{15}$	$2,90 \cdot 10^{15}$
Ru-106	$4,12 \cdot 10^{15}$	$6,83 \cdot 10^{15}$	$4,80 \cdot 10^{15}$
Te-131m	$3,20 \cdot 10^{13}$	$3,42 \cdot 10^{13}$	$3,26 \cdot 10^{13}$
Te-132	$1,11 \cdot 10^{15}$	$1,19 \cdot 10^{15}$	$1,13 \cdot 10^{15}$
Cs-134	$2,81 \cdot 10^{15}$	$2,86 \cdot 10^{15}$	$2,82 \cdot 10^{15}$
Cs-136	$1,19 \cdot 10^{14}$	$1,44 \cdot 10^{14}$	$1,25 \cdot 10^{14}$
Cs-137	$2,93 \cdot 10^{15}$	$3,09 \cdot 10^{15}$	$2,97 \cdot 10^{15}$
Ba-140	$2,39 \cdot 10^{15}$	$2,45 \cdot 10^{15}$	$2,40 \cdot 10^{15}$
Pu-238	$1,34 \cdot 10^{14}$	$3,69 \cdot 10^{14}$	$1,93 \cdot 10^{14}$
Pu-241	$3,57 \cdot 10^{15}$	$1,27 \cdot 10^{16}$	$5,85 \cdot 10^{15}$
Cm-242	$2,56 \cdot 10^{14}$	$1,35 \cdot 10^{15}$	$5,30 \cdot 10^{14}$
Cm-244	$2,05 \cdot 10^{14}$	$1,48 \cdot 10^{15}$	$5,24 \cdot 10^{14}$

Diejenigen Parameter, welche die Freisetzung der flüchtigen Spaltprodukte beschreiben, werden sinngemäß aus den Störfallberechnungsgrundlagen /5/ übernommen, und zwar

- Berstfreisetzungsfaktoren aus Abschnitt 3.1.1 der SBG (Leck in der Hauptkühlmittelleitung)
- verdampfende oder verspritzte Anteile und Aktivitätskonzentrationen im Dampf aus Abschnitt 3.1.8 der SBG (Erdbebenauswirkungen).

Ausgehend vom Aktivitätsinventar ergeben sich die in der Tabelle 2.3-1 (siehe Anhang) zusammengestellten Freisetzungssanteile für die einzelnen Nuklidgruppen.

Hinsichtlich der Freisetzung von Halogenen und Alkalimetallen in die Atmosphäre, die durch Bersten freigesetzt wurden, haben wir zwei Varianten betrachtet:

- ohne Reduktionsfaktor: Halogene und Alkalimetalle, die sich im Beckenwasser befinden, gelangen zu 100 % in die Atmosphäre. Diese Annahme ist konservativ, da die Flüchtigkeit von Halogenen und Alkalimetallen zu niedrigen Temperaturen hin abnimmt und im Lagerbecken im bestimmungsgemäßen Betrieb keine hohen Temperaturen auftreten.
- mit Reduktionsfaktor: Halogene und Alkalimetalle, die sich im Beckenwasser befinden, gelangen zu 1 % in die Atmosphäre. Damit wird berücksichtigt, dass die Flüchtigkeit dieser Elemente mit niedrigeren Temperaturen abnimmt. Die Freisetzung dieser Nuklide ist damit geringer als im Falle eines Kühlmittelverluststörfalles mit relativ hohen Temperaturen, wie er in den Störfallberechnungsgrundlagen betrachtet wird.

Analog zu den SBG /5/ werden Edelgase zu 100% und sonstige Feststoffe zu 1% aus dem Beckenwasser in die Atmosphäre freigesetzt.

Da für die Rechenbeispiele unterstellt wurde, dass sich die beschädigten Brennelemente im zur Atmosphäre hin offenen Brennelementlagerbecken befinden, wird eine weitere Rückhaltung von Aerosolen, Halogenen und Alkalimetallen aufgrund von Abscheideprozessen konservativ nicht betrachtet.

Zusätzliche Freisetzungen durch langsame Übertritt von im Wasser befindlichem Jod in die Luft (verzögerte Jodfreisetzung) sind um einige Größenordnungen niedriger als die Berstfreisetzungen und Freisetzungen durch Verspritzen / Verdampfen. Diese zusätzlichen Freisetzungen werden auch wegen der konservativen Annahme zur Freisetzung von Halogenen nicht quantifiziert.

Für das Brennelementlagerbecken eines SWR ergeben sich daraus für Einwirkungen, die eine nennenswerte Aufheizung des Beckenwassers zur Folge haben, die in Tabelle 6.2-4 angegebenen Quellterme (ohne Reduktionsfaktor für Halogene/Alkalimetalle) in Abhängigkeit von der Art der Brennelemente. Als Skalierungsfaktor, mit dem der Quellterm in Tabelle 6.2-4 zu multiplizieren ist, dient im Anwendungsfall die Anzahl der betroffenen Brennelemente.

Tabelle 6.2-4: Quellterme Brennelementlagerbecken eines SWR;
 skalierte Brennelemente;
 ohne Reduktionsfaktor für Alkalimetalle und Halogene

	skaliertes BE SWR, ohne Reduktionsfaktor		
	nur Uran BE	nur MOX BE	¾ Uran+¼ MOX BE
Nuklid	[Bq]	[Bq]	[Bq]
Kr-85	$6,99 \cdot 10^{12}$	$4,62 \cdot 10^{12}$	$6,39 \cdot 10^{12}$
Kr-85m	$8,60 \cdot 10^{01}$	$6,90 \cdot 10^{01}$	$8,18 \cdot 10^{01}$
Kr-88	< 1	< 1	< 1
Xe-133	$7,41 \cdot 10^{13}$	$8,13 \cdot 10^{13}$	$7,59 \cdot 10^{13}$
Xe-135	$1,18 \cdot 10^{09}$	$1,32 \cdot 10^{09}$	$1,21 \cdot 10^{09}$
I-129	$3,20 \cdot 10^{06}$	$3,76 \cdot 10^{06}$	$3,34 \cdot 10^{06}$
I-131	$4,40 \cdot 10^{12}$	$4,92 \cdot 10^{12}$	$4,53 \cdot 10^{12}$
I-132	$2,55 \cdot 10^{12}$	$2,86 \cdot 10^{12}$	$2,63 \cdot 10^{12}$
I-133	$5,80 \cdot 10^{10}$	$6,36 \cdot 10^{10}$	$5,94 \cdot 10^{10}$
I-135	$3,22 \cdot 10^{05}$	$3,63 \cdot 10^{05}$	$3,32 \cdot 10^{05}$
Rb-88	< 1	< 1	< 1
Sr-89	$1,84 \cdot 10^{09}$	$1,36 \cdot 10^{09}$	$1,72 \cdot 10^{09}$
Sr-90	$2,23 \cdot 10^{09}$	$1,33 \cdot 10^{09}$	$2,01 \cdot 10^{09}$
Zr-95	$3,92 \cdot 10^{09}$	$3,82 \cdot 10^{09}$	$3,89 \cdot 10^{09}$
Ru-103	$4,14 \cdot 10^{09}$	$5,08 \cdot 10^{09}$	$4,38 \cdot 10^{09}$
Ru-106	$4,39 \cdot 10^{09}$	$7,40 \cdot 10^{09}$	$5,15 \cdot 10^{09}$
Te-131m	$8,59 \cdot 10^{06}$	$9,26 \cdot 10^{06}$	$8,76 \cdot 10^{06}$
Te-132	$8,78 \cdot 10^{08}$	$9,81 \cdot 10^{08}$	$9,04 \cdot 10^{08}$
Cs-134	$1,03 \cdot 10^{13}$	$1,10 \cdot 10^{13}$	$1,05 \cdot 10^{13}$
Cs-136	$6,64 \cdot 10^{11}$	$6,14 \cdot 10^{11}$	$6,52 \cdot 10^{11}$
Cs-137	$9,59 \cdot 10^{12}$	$1,03 \cdot 10^{13}$	$9,78 \cdot 10^{12}$
Ba-140	$3,12 \cdot 10^{09}$	$3,38 \cdot 10^{09}$	$3,18 \cdot 10^{09}$
Pu-238	$2,01 \cdot 10^{08}$	$3,18 \cdot 10^{08}$	$2,30 \cdot 10^{08}$
Pu-241	$3,55 \cdot 10^{09}$	$5,79 \cdot 10^{09}$	$4,11 \cdot 10^{09}$
Cm-242	$4,05 \cdot 10^{08}$	$1,27 \cdot 10^{09}$	$6,22 \cdot 10^{08}$
Cm-244	$2,66 \cdot 10^{08}$	$3,35 \cdot 10^{09}$	$1,04 \cdot 10^{09}$
Summe	$1,09 \cdot 10^{14}$	$1,16 \cdot 10^{14}$	$1,11 \cdot 10^{14}$

Für das Brennelementlagerbecken eines SWR ergeben sich daraus für Einwirkungen, die keine nennenswerte Aufheizung des Beckenwassers zur Folge haben, die in Tabelle 6.2-5 angegebenen Quellterme (mit Reduktionsfaktor für Halogene/Alkalimetalle) in Abhängigkeit von der Art der Brennelemente. Als Skalierungsfaktor, mit dem der Quellterm in Tabelle 6.2-5 zu multiplizieren ist, dient im Anwendungsfall die Anzahl der betroffenen Brennelemente.

Tabelle 6.2-5: Quellterme Brennelementlagerbecken eines SWR;
 skalierte Brennelemente;
 mit Reduktionsfaktor für Alkalimetalle und Halogene

	skaliertes BE SWR, <u>mit</u> Reduktionsfaktor		
	nur Uran BE	nur MOX BE	¾ Uran+¼ MOX BE
Nuklid	[Bq]	[Bq]	[Bq]
Kr-85	$6,99 \cdot 10^{12}$	$4,62 \cdot 10^{12}$	$6,39 \cdot 10^{12}$
Kr-85m	$8,60 \cdot 10^0$	$6,90 \cdot 10^0$	$8,18 \cdot 10^0$
Kr-88	< 1	< 1	< 1
Xe-133	$7,41 \cdot 10^{13}$	$8,13 \cdot 10^{13}$	$7,59 \cdot 10^{13}$
Xe-135	$1,18 \cdot 10^9$	$1,32 \cdot 10^9$	$1,21 \cdot 10^9$
I-129	$4,14 \cdot 10^4$	$4,88 \cdot 10^4$	$4,33 \cdot 10^4$
I-131	$5,71 \cdot 10^{10}$	$6,38 \cdot 10^{10}$	$5,88 \cdot 10^{10}$
I-132	$3,31 \cdot 10^{10}$	$3,70 \cdot 10^{10}$	$3,41 \cdot 10^{10}$
I-133	$7,52 \cdot 10^8$	$8,24 \cdot 10^8$	$7,70 \cdot 10^8$
I-135	$4,17 \cdot 10^3$	$4,71 \cdot 10^3$	$4,31 \cdot 10^3$
Rb-88	< 1	< 1	< 1
Sr-89	$1,84 \cdot 10^9$	$1,36 \cdot 10^9$	$1,72 \cdot 10^9$
Sr-90	$2,23 \cdot 10^9$	$1,33 \cdot 10^9$	$2,01 \cdot 10^9$
Zr-95	$3,92 \cdot 10^9$	$3,82 \cdot 10^9$	$3,89 \cdot 10^9$
Ru-103	$4,14 \cdot 10^9$	$5,08 \cdot 10^9$	$4,38 \cdot 10^9$
Ru-106	$4,39 \cdot 10^9$	$7,40 \cdot 10^9$	$5,15 \cdot 10^9$
Te-131m	$8,59 \cdot 10^6$	$9,26 \cdot 10^6$	$8,76 \cdot 10^6$
Te-132	$8,78 \cdot 10^8$	$9,81 \cdot 10^8$	$9,04 \cdot 10^8$
Cs-134	$1,34 \cdot 10^{11}$	$1,42 \cdot 10^{11}$	$1,36 \cdot 10^{11}$
Cs-136	$8,61 \cdot 10^9$	$7,96 \cdot 10^9$	$8,45 \cdot 10^9$
Cs-137	$1,24 \cdot 10^{11}$	$1,34 \cdot 10^{11}$	$1,27 \cdot 10^{11}$
Ba-140	$3,12 \cdot 10^9$	$3,38 \cdot 10^9$	$3,18 \cdot 10^9$
Pu-238	$2,01 \cdot 10^8$	$3,18 \cdot 10^8$	$2,30 \cdot 10^8$
Pu-241	$3,55 \cdot 10^9$	$5,79 \cdot 10^9$	$4,11 \cdot 10^9$
Cm-242	$4,05 \cdot 10^8$	$1,27 \cdot 10^9$	$6,22 \cdot 10^8$
Cm-244	$2,66 \cdot 10^8$	$3,35 \cdot 10^9$	$1,04 \cdot 10^9$
Summe	$8,15 \cdot 10^{13}$	$8,64 \cdot 10^{13}$	$8,27 \cdot 10^{13}$

Für das Brennelementlagerbecken eines DWR ergeben sich für Einwirkungen, die eine nennenswerte Aufheizung des Beckenwassers zur Folge haben, die in Tabelle 6.2-6 angegebenen Quellterme (ohne Reduktionsfaktor für Halogene/Alkalimetalle) in Abhängigkeit von der Art der Brennelemente. Als Skalierungsfaktor, mit dem der Quellterm in Tabelle 6.2-6 zu multiplizieren ist, dient im Anwendungsfall die Anzahl der betroffenen Brennelemente.

Tabelle 6.2-6: Quellterme Brennelementlagerbecken eines DWR;
 skalierte Brennelemente;
 ohne Reduktionsfaktor für Alkalimetalle und Halogene

	skaliertes BE DWR, ohne Reduktionsfaktor		
	nur Uran BE	nur MOX BE	¾ Uran+¼ MOX BE
Nuklid	[Bq]	[Bq]	[Bq]
Kr-85	$2,20 \cdot 10^{13}$	$1,37 \cdot 10^{13}$	$1,99 \cdot 10^{13}$
Kr-85m	$3,32 \cdot 10^7$	$2,54 \cdot 10^7$	$3,13 \cdot 10^7$
Kr-88	$2,74 \cdot 10^4$	$1,99 \cdot 10^4$	$2,55 \cdot 10^4$
Xe-133	$2,45 \cdot 10^{14}$	$2,56 \cdot 10^{14}$	$2,48 \cdot 10^{14}$
Xe-135	$9,29 \cdot 10^{11}$	$1,05 \cdot 10^{12}$	$9,59 \cdot 10^{11}$
I-129	$9,56 \cdot 10^6$	$1,28 \cdot 10^7$	$1,04 \cdot 10^7$
I-131	$1,30 \cdot 10^{13}$	$1,41 \cdot 10^{13}$	$1,33 \cdot 10^{13}$
I-132	$1,15 \cdot 10^{13}$	$1,23 \cdot 10^{13}$	$1,17 \cdot 10^{13}$
I-133	$1,76 \cdot 10^{12}$	$1,84 \cdot 10^{12}$	$1,78 \cdot 10^{12}$
I-135	$2,61 \cdot 10^9$	$2,79 \cdot 10^9$	$2,66 \cdot 10^9$
Rb-88	$3,07 \cdot 10^3$	$2,22 \cdot 10^3$	$2,86 \cdot 10^3$
Sr-89	$4,38 \cdot 10^9$	$3,09 \cdot 10^9$	$4,06 \cdot 10^9$
Sr-90	$6,88 \cdot 10^9$	$3,68 \cdot 10^9$	$6,08 \cdot 10^9$
Zr-95	$9,34 \cdot 10^9$	$8,81 \cdot 10^9$	$9,21 \cdot 10^9$
Ru-103	$9,83 \cdot 10^9$	$1,17 \cdot 10^{10}$	$1,03 \cdot 10^{10}$
Ru-106	$1,46 \cdot 10^{10}$	$2,42 \cdot 10^{10}$	$1,70 \cdot 10^{10}$
Te-131m	$1,14 \cdot 10^8$	$1,21 \cdot 10^8$	$1,16 \cdot 10^8$
Te-132	$3,95 \cdot 10^9$	$4,23 \cdot 10^9$	$4,02 \cdot 10^9$
Cs-134	$2,82 \cdot 10^{13}$	$2,86 \cdot 10^{13}$	$2,83 \cdot 10^{13}$
Cs-136	$1,19 \cdot 10^{12}$	$1,44 \cdot 10^{12}$	$1,25 \cdot 10^{12}$
Cs-137	$2,94 \cdot 10^{13}$	$3,10 \cdot 10^{13}$	$2,98 \cdot 10^{13}$
Ba-140	$8,48 \cdot 10^9$	$8,68 \cdot 10^9$	$8,53 \cdot 10^9$
Pu-238	$4,76 \cdot 10^8$	$1,31 \cdot 10^9$	$6,84 \cdot 10^8$
Pu-241	$1,27 \cdot 10^{10}$	$4,51 \cdot 10^{10}$	$2,08 \cdot 10^{10}$
Cm-242	$9,09 \cdot 10^8$	$4,79 \cdot 10^9$	$1,88 \cdot 10^9$
Cm-244	$7,28 \cdot 10^8$	$5,25 \cdot 10^9$	$1,86 \cdot 10^9$
Summe	$3,53 \cdot 10^{14}$	$3,60 \cdot 10^{14}$	$3,55 \cdot 10^{14}$

Für das Brennelementlagerbecken eines DWR ergeben sich für Einwirkungen, die keine nennenswerte Aufheizung des Beckenwassers zur Folge haben, die in Tabelle 6.2-7 angegebenen Quellterme (mit Reduktionsfaktor für Halogene/Alkalimetalle) in Abhängigkeit von der Art der Brennelemente. Als Skalierungsfaktor, mit dem der Quellterm in Tabelle 6.2-7 zu multiplizieren ist, dient im Anwendungsfall die Anzahl der betroffenen Brennelemente.

Tabelle 6.2-7: Quellterme Brennelementlagerbecken eines DWR;
 skalierte Brennelemente;
 mit Reduktionsfaktor für Alkalimetalle und Halogene

	skaliertes BE DWR, <u>mit</u> Reduktionsfaktor		
	nur Uran BE	nur MOX BE	¾ Uran+¼ MOX BE
Nuklid	[Bq]	[Bq]	[Bq]
Kr-85	$2,20 \cdot 10^{13}$	$1,37 \cdot 10^{13}$	$1,99 \cdot 10^{13}$
Kr-85m	$3,32 \cdot 10^{07}$	$2,54 \cdot 10^{07}$	$3,13 \cdot 10^{07}$
Kr-88	$2,74 \cdot 10^{04}$	$1,99 \cdot 10^{04}$	$2,55 \cdot 10^{04}$
Xe-133	$2,45 \cdot 10^{14}$	$2,56 \cdot 10^{14}$	$2,48 \cdot 10^{14}$
Xe-135	$9,29 \cdot 10^{11}$	$1,05 \cdot 10^{12}$	$9,59 \cdot 10^{11}$
I-129	$1,24 \cdot 10^{05}$	$1,66 \cdot 10^{05}$	$1,34 \cdot 10^{05}$
I-131	$1,68 \cdot 10^{11}$	$1,82 \cdot 10^{11}$	$1,72 \cdot 10^{11}$
I-132	$1,49 \cdot 10^{11}$	$1,60 \cdot 10^{11}$	$1,52 \cdot 10^{11}$
I-133	$2,29 \cdot 10^{10}$	$2,39 \cdot 10^{10}$	$2,31 \cdot 10^{10}$
I-135	$3,39 \cdot 10^{07}$	$3,61 \cdot 10^{07}$	$3,44 \cdot 10^{07}$
Rb-88	$3,98 \cdot 10^{01}$	$2,88 \cdot 10^{01}$	$3,70 \cdot 10^{01}$
Sr-89	$4,38 \cdot 10^{09}$	$3,09 \cdot 10^{09}$	$4,06 \cdot 10^{09}$
Sr-90	$6,88 \cdot 10^{09}$	$3,68 \cdot 10^{09}$	$6,08 \cdot 10^{09}$
Zr-95	$9,34 \cdot 10^{09}$	$8,81 \cdot 10^{09}$	$9,21 \cdot 10^{09}$
Ru-103	$9,83 \cdot 10^{09}$	$1,17 \cdot 10^{10}$	$1,03 \cdot 10^{10}$
Ru-106	$1,46 \cdot 10^{10}$	$2,42 \cdot 10^{10}$	$1,70 \cdot 10^{10}$
Te-131m	$1,14 \cdot 10^{08}$	$1,21 \cdot 10^{08}$	$1,16 \cdot 10^{08}$
Te-132	$3,95 \cdot 10^{09}$	$4,23 \cdot 10^{09}$	$4,02 \cdot 10^{09}$
Cs-134	$3,65 \cdot 10^{11}$	$3,71 \cdot 10^{11}$	$3,67 \cdot 10^{11}$
Cs-136	$1,54 \cdot 10^{10}$	$1,86 \cdot 10^{10}$	$1,62 \cdot 10^{10}$
Cs-137	$3,81 \cdot 10^{11}$	$4,02 \cdot 10^{11}$	$3,86 \cdot 10^{11}$
Ba-140	$8,48 \cdot 10^{09}$	$8,68 \cdot 10^{09}$	$8,53 \cdot 10^{09}$
Pu-238	$4,76 \cdot 10^{08}$	$1,31 \cdot 10^{09}$	$6,84 \cdot 10^{08}$
Pu-241	$1,27 \cdot 10^{10}$	$4,51 \cdot 10^{10}$	$2,08 \cdot 10^{10}$
Cm-242	$9,09 \cdot 10^{08}$	$4,79 \cdot 10^{09}$	$1,88 \cdot 10^{09}$
Cm-244	$7,28 \cdot 10^{08}$	$5,25 \cdot 10^{09}$	$1,86 \cdot 10^{09}$
Summe	$2,69 \cdot 10^{14}$	$2,71 \cdot 10^{14}$	$2,70 \cdot 10^{14}$

Die Tabellen 6.2-4 bis 6.2-7 zeigen jeweils verhältnismäßig geringe Unterschiede in den Quelltermen für die verschiedenen Brennelementarten. Zur Vereinfachung wird daher für die Verwendung in der RODOS-Datenbank auf das Modell-Brennelement „ $\frac{3}{4}$ Uran und $\frac{1}{4}$ MOX“ zurückgegriffen.

Da die Voraussetzungen, ob mit oder ohne Reduktionsfaktor für Alkalimetalle und Halogene zu rechnen ist, im Anwendungsfall nicht leicht zu überprüfen sind, wird für die RODOS-Datenbank der höhere Quellterm (ohne Reduktionsfaktor) vorgeschlagen.

6.3 Empfehlungen für die RODOS-Datenbank

Aus den im Vorhergehenden dargestellten Untersuchungen lassen sich Quellterme ableiten, die als Maximalwerte für die RODOS-Datenbank verwendet werden können. Je doch konnten tatsächlich vorhandene Rückhaltefaktoren bei der Quelltermabschätzung keine oder nur eine unzureichende Berücksichtigung finden. Für eine im Katastrophenschutz erforderliche realistischere Quelltermabschätzung sind weitergehende Untersuchungen erforderlich (s. Kap. 7).

Unter diesem Vorbehalt empfehlen wir die im Folgenden dargestellten Quellterme als Basis einer Maximalabschätzung für eine Aufnahme in die RODOS-Datenbank.

6.3.1 Brennelementlagerbecken

Für das Brennelementlagerbecken eines SWR wird der in Tabelle 6.3-1 angegebene Quellterm empfohlen. Als Skalierungsfaktor ist die Anzahl der betroffenen Brennelemente anzugeben, mit dem der Quellterm in Tabelle 6.3-1 zu multiplizieren ist.

Freisetzungsdauer: 1h (s. Kap. 5.1) (als Defaultwert)

effektive Freisetzungshöhe: 10 m (s. Kap. 5.1) (als Defaultwert)

Skalierungsfaktor: Anzahl der betroffenen Brennelemente

Tabelle 6.3-1: Quelltermempfehlung Brennelementlagerbecken eines SWR;
 skaliertes Brennelement;
 ohne Reduktionsfaktor für Alkalimetalle und Halogene

	skaliertes BE SWR
	$\frac{3}{4}$ Uran+$\frac{1}{4}$ MOX BE
Nuklid	[Bq]
Kr-85	$6,39 \cdot 10^{12}$
Kr-85m	$8,18 \cdot 10^{01}$
Kr-88	< 1
Xe-133	$7,59 \cdot 10^{13}$
Xe-135	$1,21 \cdot 10^{09}$
I-129	$3,34 \cdot 10^{06}$
I-131	$4,53 \cdot 10^{12}$
I-132	$2,63 \cdot 10^{12}$
I-133	$5,94 \cdot 10^{10}$
I-135	$3,32 \cdot 10^{05}$
Rb-88	< 1
Sr-89	$1,72 \cdot 10^{09}$
Sr-90	$2,01 \cdot 10^{09}$
Zr-95	$3,89 \cdot 10^{09}$
Ru-103	$4,38 \cdot 10^{09}$
Ru-106	$5,15 \cdot 10^{09}$
Te-131m	$8,76 \cdot 10^{06}$
Te-132	$9,04 \cdot 10^{08}$
Cs-134	$1,05 \cdot 10^{13}$
Cs-136	$6,52 \cdot 10^{11}$
Cs-137	$9,78 \cdot 10^{12}$
Ba-140	$3,18 \cdot 10^{09}$
Pu-238	$2,30 \cdot 10^{08}$
Pu-241	$4,11 \cdot 10^{09}$
Cm-242	$6,22 \cdot 10^{08}$
Cm-244	$1,04 \cdot 10^{09}$
Summe	$1,11 \cdot 10^{14}$

Für das Brennelementlagerbecken eines DWR wird der in Tabelle 6.3-2 angegebene Quellterm empfohlen. Als Skalierungsfaktor ist die Anzahl der betroffenen Brennelemente anzugeben, mit dem der Quellterm in Tabelle 6.3-2 zu multiplizieren ist.

Freisetzungsdauer: 1h (als Defaultwert)
effektive Freisetzungshöhe: 10 m (als Defaultwert)
Skalierungsfaktor: Anzahl der betroffenen Brennelemente

Tabelle 6.3-2: Quelltermempfehlung Brennelementlagerbecken eines DWR;
skaliertes Brennelement;
ohne Reduktionsfaktor für Alkalimetalle und Halogene

	skaliertes BE DWR
	$\frac{3}{4}$ Uran+$\frac{1}{4}$ MOX BE
Nuklid	[Bq]
Kr-85	$1,99 \cdot 10^{13}$
Kr-85m	$3,13 \cdot 10^7$
Kr-88	$2,55 \cdot 10^4$
Xe-133	$2,48 \cdot 10^{14}$
Xe-135	$9,59 \cdot 10^{11}$
I-129	$1,04 \cdot 10^7$
I-131	$1,33 \cdot 10^{13}$
I-132	$1,17 \cdot 10^{13}$
I-133	$1,78 \cdot 10^{12}$
I-135	$2,66 \cdot 10^9$
Rb-88	$2,86 \cdot 10^3$
Sr-89	$4,06 \cdot 10^9$
Sr-90	$6,08 \cdot 10^9$
Zr-95	$9,21 \cdot 10^9$
Ru-103	$1,03 \cdot 10^{10}$
Ru-106	$1,70 \cdot 10^{10}$
Te-131m	$1,16 \cdot 10^{10}$
Te-132	$4,02 \cdot 10^9$
Cs-134	$2,83 \cdot 10^{13}$
Cs-136	$1,25 \cdot 10^{12}$
Cs-137	$2,98 \cdot 10^{13}$
Ba-140	$8,53 \cdot 10^9$
Pu-238	$6,84 \cdot 10^8$
Pu-241	$2,08 \cdot 10^{10}$
Cm-242	$1,88 \cdot 10^9$
Cm-244	$1,86 \cdot 10^9$
Summe	$3,55 \cdot 10^{14}$

6.3.2 Mischbettfilter und Harzsammelbehälter

Für den Mischbettfilter der Kühlmittelreinigung TC eines DWR wird der in Tabelle 6.3-3 angegebene Quellterm empfohlen. Dieser enthält im Gegensatz zum Quellterm in Tab. 2.3-4 auch einen Anteil an I-131. I-131 ist im Kühlmittel vorhanden. Die Aktivitätskonzentrationen sind u.a. abhängig von vorhandenen Brennstabschäden und können in der gleichen Größenordnung wie die Konzentrationen von Cs-137 oder Co-60 liegen. Da I-131 in der Regel mit einem guten Abscheidegrad in den Mischbettfiltern zurückgehalten wird, ist mit einem nennenswerten I-131-Anteil im Mischbettfilter zu rechnen, auch wenn uns hierzu keine Messwerte von DWR-Anlagen bekannt sind. Eine Auswertung der Primärkühlmittelkonzentrationen zeigt für I-131 eine ähnlich hohe Konzentration wie für Cs-137; bei SWR wurde im Mischbettfilter ein Anteil von rund 18% I-131 gemessen. Da I-131 vor allem für die Schilddrüse dosisrelevant ist, wurde ein Anteil von 20% I-131 im Quellterm berücksichtigt.

Freisetzungsdauer: 1h (als Defaultwert)

effektive Freisetzungshöhe: 10 m (als Defaultwert)

Tabelle 6.3-3: Quelltermempfehlung Mischbettfilter Kühlmittelreinigung (TC) (DWR)

Nuklid	Quellterm [Bq]
H-3	$1,20 \cdot 10^{10}$
C-14	$1,08 \cdot 10^{10}$
Fe-55	$2,80 \cdot 10^{11}$
Co-60	$4,66 \cdot 10^{12}$
Co-58	$1,32 \cdot 10^{12}$
Sr-90	$2,44 \cdot 10^{10}$
Sb-125	$1,00 \cdot 10^{10}$
Cs-134	$1,20 \cdot 10^{11}$
Cs-137	$1,55 \cdot 10^{12}$
Pu-241	$1,00 \cdot 10^{10}$
I-131	$2,00 \cdot 10^{12}$
Summe	$1,00 \cdot 10^{13}$

Für den Mischbettfilter der Kühlmittelreinigung TC eines SWR wird der in Tabelle 6.3-4 angegebene Quellterm empfohlen.

Freisetzungsdauer: 1h (als Defaultwert)

effektive Freisetzungshöhe: 10 m (als Defaultwert)

Tabelle 6.3-4: Quelltermempfehlung Mischbettfilter Kühlmittelreinigung (TC) (SWR)

Nuklid	Quellterm [Bq]
H-3	$8,66 \cdot 10^{08}$
C-14	$8,83 \cdot 10^{10}$
Fe-55	$1,03 \cdot 10^{13}$
Mn-54	$1,38 \cdot 10^{11}$
Co-60	$9,66 \cdot 10^{12}$
Ni-63	$1,67 \cdot 10^{12}$
Zn-65	$8,50 \cdot 10^{10}$
Sr-90	$4,49 \cdot 10^{10}$
Cs-134	$5,50 \cdot 10^{11}$
Cs-137	$2,00 \cdot 10^{12}$
I-131	$5,43 \cdot 10^{12}$
Summe	$3,00 \cdot 10^{13}$

Für den Mischbettfilter der Brennelementlagerbeckenreinigung TG eines SWR wird der in Tabelle 6.3-5 angegebene Quellterm empfohlen. Dieser enthält im Vergleich zum Quellterm in Tabelle 2.3-9 einen geringeren Anteil an I-131. Die Aktivitätskonzentration von I-131 im Brennelementlagerbecken liegt in der Regel unterhalb der Erkennungsgrenze. Messbare I-131-Aktivitätskonzentrationen treten regelmäßig während der Revision auf, wenn sich das Kühlmittel mit dem Lagerbeckenwasser vermischt. Der aus Maximalbetrachtungen ermittelte I-131-Anteil im Quellterm der Tabelle 2.3-9 wird in der Quelltermempfehlung der Tabelle 6.3-5 reduziert, ist jedoch weiterhin konservativ.

Freisetzungsdauer: 1h (als Defaultwert)

effektive Freisetzungshöhe: 10 m (als Defaultwert)

Tabelle 6.3-5: Quelltermempfehlung Mischbettfilter Brennelementlagerbeckenreinigung (TG) (SWR)

Nuklid	Quellterm [Bq]
H-3	$2,98 \cdot 10^{08}$
C-14	$2,94 \cdot 10^{10}$
Fe-55	$3,45 \cdot 10^{12}$
Mn-54	$4,61 \cdot 10^{10}$
Co-60	$3,22 \cdot 10^{12}$
Ni-63	$5,56 \cdot 10^{11}$
Zn-65	$2,83 \cdot 10^{10}$
Sr-90	$1,50 \cdot 10^{10}$
Cs-134	$1,83 \cdot 10^{11}$
Cs-137	$6,65 \cdot 10^{11}$
I-131	$1,81 \cdot 10^{12}$
Summe	$1,00 \cdot 10^{13}$

Für den Harzsammelbehälter eines DWR wird der in Tabelle 6.3-6 angegebene Quellterm empfohlen.

Freisetzungsdauer: 1h (als Defaultwert)
effektive Freisetzungshöhe: 10 m (als Defaultwert)

Tabelle 6.3-6: Quelltermempfehlung Harzsammelbehälter (DWR)

Nuklid	Quellterm [Bq]
H-3	$6,01 \cdot 10^{10}$
C-14	$5,41 \cdot 10^{10}$
Fe-55	$1,74 \cdot 10^{12}$
Co-60	$2,92 \cdot 10^{13}$
Co-58	$8,27 \cdot 10^{12}$
Sr-90	$1,22 \cdot 10^{11}$
Sb-125	$7,92 \cdot 10^{10}$
Cs-134	$7,66 \cdot 10^{11}$
Cs-137	$9,69 \cdot 10^{12}$
Pu-241	$5,00 \cdot 10^{10}$
Summe	$5,00 \cdot 10^{13}$

Für den Harzsammelbehälter eines SWR wird der in Tabelle 6.3-7 angegebene Quellterm empfohlen.

Freisetzungsdauer: 1h (als Defaultwert)
effektive Freisetzungshöhe: 10 m (als Defaultwert)

Tabelle 6.3-7: Quelltermempfehlung Harzsammelbehälter (SWR)

Nuklid	Quellterm [Bq]
H-3	$9,71 \cdot 10^{08}$
C-14	$7,87 \cdot 10^{10}$
Fe-55	$5,83 \cdot 10^{12}$
Mn-54	$4,08 \cdot 10^{10}$
Co-60	$7,77 \cdot 10^{12}$
Ni-63	$1,46 \cdot 10^{12}$
Zn-65	$5,44 \cdot 10^{10}$
Sr-90	$7,19 \cdot 10^{10}$
Cs-134	$1,26 \cdot 10^{11}$
Cs-137	$1,46 \cdot 10^{13}$
Summe	$3,00 \cdot 10^{13}$

6.3.3 Radioaktive Abfälle in Behältern

Für radioaktive Abfälle der Abfallgruppen 1 bis 3 in Behältern der Behältergruppe 2 wird der in Tabelle 6.3-8 angegebene Quellterm, der für einen einzigen Behälter gilt, in Abhängigkeit von der Einwirkungsklasse empfohlen. Als Skalierungsfaktor ist die Anzahl der betroffenen Behälter anzugeben, mit dem der Quellterm in Tabelle 6.3-8 zu multiplizieren ist.

Freisetzungsdauer: 1h (als Defaultwert)

effektive Freisetzungshöhe: 5 m (als Defaultwert)

Behältergruppe: BG 2

Abfallgruppe: AG 1 – 3

Einwirkungsklasse: EK 3 (thermische u. mechanisch/thermische Einwirkung)

Skalierungsfaktor: Anzahl der betroffenen Behälter

Tabelle 6.3-8: Quelltermempfehlung für Behälter der Behältergruppe 2 (Betoncontainer und Betonbehälter), Abfallgruppen 1, 2 und 3 und die Einwirkungsklasse (EK) 3 in Bq

Nuklid	Behältergruppe 2	
	Abfallgruppen 1, 2 und 3	
	EK 3	
H-3		$1,1 \cdot 10^{10}$
C-14		$3,3 \cdot 10^{10}$
Fe-55		$2,0 \cdot 10^{11}$
Co-60		$3,3 \cdot 10^{11}$
Ni-63		$2,3 \cdot 10^{11}$
Rb-87		$8,1 \cdot 10^{09}$
Sr-89		$1,6 \cdot 10^{07}$
Sr-90		$1,6 \cdot 10^{08}$
Ag-108m		$8,1 \cdot 10^{07}$
I-129		$1,6 \cdot 10^{05}$
Cs-134		$1,6 \cdot 10^{09}$
Cs-137		$2,4 \cdot 10^{10}$
U-233		$3,3 \cdot 10^{05}$
U-234		$3,3 \cdot 10^{05}$
U-235		$3,3 \cdot 10^{05}$
U-238		$3,3 \cdot 10^{05}$
Pu-238		$1,6 \cdot 10^{07}$
Pu-239		$1,6 \cdot 10^{07}$
Pu-240		$1,6 \cdot 10^{07}$
Pu-241		$3,3 \cdot 10^{09}$
Am-241		$9,8 \cdot 10^{06}$
Cm-242		$6,5 \cdot 10^{05}$
Cm-243		$3,3 \cdot 10^{06}$
Cm-244		$3,3 \cdot 10^{06}$
Summe		$8,4 \cdot 10^{11}$

Für Abfälle der Abfallgruppe 4 in Behältern der Behältergruppe 2 wird der in Tabelle 6.3-9 angegebene Quellterm, der für einen einzigen Behälter gilt, für die Einwirkungsklasse 3 empfohlen. Als Skalierungsfaktor ist die Anzahl der betroffenen Behälter anzugeben, mit dem der Quellterm in Tabelle 6.3-9 zu multiplizieren ist.

Freisetzungsdauer: 1h (als Defaultwert)

effektive Freisetzungshöhe: 5 m (als Defaultwert)

Behältergruppe: BG 2

Abfallgruppe: AG 4

Einwirkungsklasse: EK 3 (thermische u. mechanisch/thermische Einwirkung)

Skalierungsfaktor: Anzahl der betroffenen Behälter

Tabelle 6.3-9: Quelltermempfehlung für Behälter der Behältergruppe 2 (Betoncontainer und Betonbehälter), Abfallgruppe 4 und die Einwirkungsklasse (EK) 3 in Bq

Nuklid	Behältergruppe 2	
	Abfallgruppe 4	
	EK 3	
H-3		-
C-14		$5,1 \cdot 10^{08}$
Mn-54		$2,6 \cdot 10^{08}$
Fe-55		$3,2 \cdot 10^{09}$
Co-58		$1,0 \cdot 10^{08}$
Co-60		$3,5 \cdot 10^{10}$
Ni-63		$7,2 \cdot 10^{09}$
Sr-90		$1,0 \cdot 10^{06}$
Nb-95		$1,6 \cdot 10^{09}$
Zr-95		$6,2 \cdot 10^{08}$
Tc-99		$4,6 \cdot 10^{05}$
Ag-110m		$4,1 \cdot 10^{08}$
I-129		$1,0 \cdot 10^{02}$
Sb-124		$1,5 \cdot 10^{08}$
Sb-125		$1,6 \cdot 10^{09}$
Cs-134		$5,1 \cdot 10^{07}$
Cs-137		$1,2 \cdot 10^{09}$
U-233		$5,1 \cdot 10^{05}$
U-234		$4,1 \cdot 10^{05}$
U-235		$4,1 \cdot 10^{04}$
U-238		$1,0 \cdot 10^{04}$
Pu-238		$5,1 \cdot 10^{05}$
Pu-239		$4,1 \cdot 10^{05}$
Pu-240		$3,6 \cdot 10^{05}$
Pu-241		$8,8 \cdot 10^{07}$
Am-241		$5,1 \cdot 10^{05}$
Cm-242		$3,6 \cdot 10^{05}$
Cm-243		$3,1 \cdot 10^{05}$
Cm-244		$3,1 \cdot 10^{05}$
Summe		$5,2 \cdot 10^{10}$

7 Ausblick

Der Schwerpunkt des vorliegenden Forschungsvorhabens lag auf der radiologischen Relevanz von nicht im Reaktorkern befindlichen Aktivitätsinventaren am Standort eines KKW. Da für Mischbettfilter, Harzsammelbehälter, Abwasser- und Abgasanlage und Volumenausgleichsbehälter keine Untersuchungen über Freisetzunganteile bei einem Ereignis mit Freisetzung in die Umgebung vorliegen, und es diesbezüglich auch keine fundierten Untersuchungen zu Störfallabläufen und Ereignissen mit Freisetzungspotential gibt, wurde als Grenzbetrachtung eine vollständige Freisetzung des Aktivitätsinventars unterstellt. Auch für die in den Rechenbeispielen gewählten Freisetzung aus dem Brennelementlagerbecken und aus radioaktiven Abfällen wurden extrem konservative Annahmen getroffen, um hohe Auswirkungen zu untersuchen. Auf diese Weise ließen sich Systeme, Komponenten und Abfälle identifizieren, die keine radiologische Relevanz im Hinblick auf das Erfordernis von Katastrophenschutzmaßnahmen haben. Dies gilt insbesondere, da für die Aktivitätsinventare konservative Werte (allerdings keine Maximalwerte) angesetzt und für die Freisetzunganteile bei den Systemen – mit Ausnahme des Brennelementlagerbeckens - keine Rückhaltefaktoren berücksichtigt wurden. Auch für die Freisetzunganteile des Lagerbeckeninventars und der Abfallbehälter wurden die höchsten in der Literatur angegebenen Werte zugrunde gelegt.

Systeme, Komponenten und Abfälle mit Aktivitätsinventaren, die unter diesen Randbedingungen radiologisch relevant sind, können differenzierter betrachtet werden. Die Freisetzungsmöglichkeiten werden vor allem durch bauliche Gegebenheiten, Brandschutzvorkehrungen etc. verringert. Anlagenspezifisch wurden z. T. weitreichende bauliche Vorkehrungen getroffen.

Zur Ermittlung von Quelltermen kann ein Modell entwickelt werden, das die Schutzwirkungen vorhandener Barrieren berücksichtigt. In Abhängigkeit von der Art der Einwirkung von außen (mechanisch, thermisch) und deren Beschaffenheit (z. B. Flächenbrand oder Schwelbrand; großflächige oder kleinräumige mechanische Einwirkung) kann die Integrität von Gebäudeteilen angegeben werden. Wenn unter diesen Umständen eine Beschädigung von Komponenten oder Abfallbehältern erfolgt, kann die Rückhaltung freigesetzter radioaktiver Partikel an Gebäudestrukturen in Abhängigkeit vom Zerstörungsgrad des Gebäudes abgeschätzt werden. Bei Einwirkungen von innen kann analog vorgegangen werden.

Bei der Erstellung eines solchen Modells können auch für einige Einwirkungen Zeitverläufe abgeschätzt werden. So muss für einen unterstellten Brand der Ionenaustauscherharze zunächst das Wasser verdampft werden, bevor der Brand auf die Harze selber übergreift. Ein dann entstehender Schwelbrand dauert wesentlich länger als z.B. ein offener Flächenbrand.

Die Schutzwirkung der Gebäudestrukturen hängt wesentlich vom Reaktortyp und der Bauweise ab. Generische Aussagen lassen sich bei einer Unterscheidung in DWR-Altanlagen, DWR-Konvoi/Vorkonvoianlagen, SWR-Anlagen mit und ohne Vollschutz treffen.

Die Freisetzung radioaktiver Stoffe und deren Höhe hängen stark von den Umständen des Einzelfalles ab. Um realistische Abschätzungen des Quellterms zu erhalten, ist es zielführend, wichtige Parameter berücksichtigen zu können. Das zu entwickelnde Modell sollte anhand von Abfragen wichtiger Eingangsparameter einen situationsbezogenen Quellterm ermitteln können. Da im Notfallschutz ausreichende Vorlaufzeiten zur Vorbereitung von Maßnahmen entscheidend sein können, sollte dieses Modell auch für Prognosen konzipiert werden. Die Eingangsparameter müssen so formuliert sein, dass sie beim Anlagenpersonal erfragt werden können (z.B. Wasserstand im Brennelementlagerbecken?; Brand ja oder nein?), aber auch das Schadensausmaß beschreiben können.

Wichtiger Bestandteil dieses Modells sind die im hier vorliegenden Vorhaben ermittelten Aktivitätsinventare. Für die Aussagen zur Schutzwirkung einzelner Gebäudeteile können Gebäudepläne und Untersuchungen im Rahmen der Errichtung der Anlagen sowie ergänzenden Unterlagen aus der Betriebsphase herangezogen werden. Eine Freigabe zur Auswertung dieser Unterlagen im Rahmen eines Forschungsvorhabens ist erforderlich. Zur Abschätzung von Rückhalte- und Ablagerungseffekten freigesetzter radioaktiver Partikel innerhalb der Gebäudestruktur wird eine Auswertung der Literatur vorgeschlagen.

Ergänzend wird empfohlen, Stör- und Unfallszenarien aus Sicherheitsüberprüfungen und Probabilistischen Sicherheitsanalysen (PSA) auszuwerten auf radiologische Relevanz im Hinblick auf das Erfordernis von Katastrophenschutzmaßnahmen. Hierbei sollten insbesondere auch Erkenntnisse aus der Probabilistischen Sicherheitsanalyse der Stufe 2, die Unfallszenarien bis zur Freisetzung von Aktivität aus der Anlage (Quellterm) betrachtet, herangezogen werden. Diese Analysen behandeln nach derzeitigem Stand Unfallabläufe, die aus Störungen im Leistungsbetrieb resultieren. Im Rahmen der aktuell anstehenden Überarbeitung des diesen Analysen zugrunde liegenden Leitfadens wird u.a. eine Erweiterung der PSA der Stufe 2 auf Szenarien aus dem Nichtleistungsbetrieb heraus diskutiert. Aus Sicht des Strahlenschutzes wäre eine PSA der Stufe 2 für den Nichtleistungsbetrieb insbesondere dann interessant, wenn hierbei Szenarien betrachtet würden, die – beispielsweise aufgrund von in diesem Betriebszustand eingeschränkten Barrierefunktionen – zu deutlich anderen Quellterminen als im Leistungsbetrieb führen können. Dies würde auch die Betrachtung etwaiger Unfallszenarien im Bereich des Lagerbeckens einschließen.

Ferner sollte untersucht werden, ob eine Ergänzung der Lageberichte der Betreiber an die Katastrophenschutzbehörde erforderlich ist. Die Lageberichte sind derzeit auf Kernschadenzustände zugeschnitten. Angaben zu Abläufen, die das Brennelementlagerbecken, die Hilfssysteme oder die Abfälle betreffen, sind in den Formularen nicht vorgesehen.

Eine detaillierte Betrachtung von anlagenspezifisch zwischengelagerten radioaktiven Abfällen einschließlich ihrer Inventare und sonstigen Eigenschaften sowie unter Berücksichtigung der Lagerverhältnisse (insbesondere der räumlichen Lage) setzt voraus, dass von den Betreibern entsprechende Informationen zur Verfügung gestellt werden. Ohne diese Angaben sind detailliertere Untersuchungen auf Basis des heutigen Kenntnisstandes aber in folgender Hinsicht möglich:

- Differenzierung von möglichen Ereignissen und Ereignisabläufen im Hinblick auf die Frage, in welchen Fällen keine Eingreifrichtwerte für Maßnahmen des Katastrophenschutzes überschritten werden können,
- mögliche zeitliche Abläufe bei der Freisetzung von Radionukliden aus Abfällen,
- ungünstige Inventare in Abhängigkeit von einzelnen Behältertypen,
- Differenzierung der Mobilisierbarkeit von Radionukliden in Abhängigkeit von der Art der Abfälle (z. B. gering bei Aktivierungsprodukten in Metallen).

Die Untersuchungen des vorliegenden Vorhabens haben das größte Freisetzungspotential bei den Brennelementlagerbecken ergeben. Hier sollte der Schwerpunkt weiterer Untersuchungen liegen.

Durch den Abbau von Konservativitäten bei einer differenzierten Betrachtung können im Realfall angemessenere Entscheidungen zum Erfordernis und zur Auswahl von Katastrophenabwehrmaßnahmen getroffen werden.



Dr. F. Meissner
Abteilungsleiter
Strahlenschutz



M. Remstedt
Abteilungsleiter
Projekte

8 Anhang: Tabellen

Tabelle 2.1-1: Exemplarische **Rahmendaten** einer SWR und einer DWR-Anlage

Kraftwerke		SWR	DWR
Lagerbecken Plätze		1690	776
Kerngröße (Anzahl BE)		840	193
Lagerbecken Plätze netto		850	583
SM Gewicht eines BE ca.	[kg]	177	538
SM Gewicht aller Positionen im Lagerbecken ca.	[Mg]	302,5	417,5
SM Gewicht Nettoplätze ca.	[Mg]	150,5	313,7
Leistungsdichte im Kern	[kW/kg]	25	38
mittlerer Entladeabbrand			
pro Charge Uran BE ca.	[MWd/kgSM]	50	50
mittlerer Entladeabbrand			
pro Charge MOX BE ca.	[MWd/kgSM]		50
Anreicherung Uran BE	[% w/o]	4,02	4,0
Anreicherung MOX BE	[% w/o]		4,0
Anzahl MOX BE			1/3 einer Nachladung

Lagerbecken Plätze netto: Anzahl der Lagerplätze im Becken abzüglich der BE Anzahl im Kern

SM: Schwermetall

BE: Brennelemente

MOX: Mischoxid

Tabelle 2.1-2: Aktivitätsinventar des **Lagerbeckens** für eine **SWR**-Anlage bei unterschiedlicher Belegung und zu unterschiedlichen Zeitpunkten

Szenario	Kern+850 BE	BE-Wechsel	Vor dem nächsten BE-Wechsel
Nuklid	[Bq]	[Bq]	[Bq]
Kr-85	$1,01 \cdot 10^{17}$	$5,93 \cdot 10^{16}$	$5,56 \cdot 10^{16}$
Kr-85m	< 1	$7,30 \cdot 10^{05}$	< 1
Kr-88	< 1	< 1	< 1
Xe-133	$2,14 \cdot 10^{18}$	$6,29 \cdot 10^{17}$	< 1
Xe-135	$2,77 \cdot 10^{10}$	$1,00 \cdot 10^{13}$	< 1
I-129	$4,23 \cdot 10^{11}$	$2,71 \cdot 10^{11}$	$2,71 \cdot 10^{11}$
I-131	$1,46 \cdot 10^{18}$	$3,73 \cdot 10^{17}$	$1,44 \cdot 10^{04}$
I-132	$5,05 \cdot 10^{17}$	$2,16 \cdot 10^{17}$	< 1
I-133	$1,01 \cdot 10^{15}$	$4,91 \cdot 10^{15}$	< 1
I-135	$4,12 \cdot 10^{06}$	$2,72 \cdot 10^{10}$	< 1
Rb-88	< 1	< 1	< 1
Sr-89	$3,17 \cdot 10^{18}$	$4,40 \cdot 10^{17}$	$3,22 \cdot 10^{15}$
Sr-90	$8,84 \cdot 10^{17}$	$5,34 \cdot 10^{17}$	$5,22 \cdot 10^{17}$
Zr-95	$5,61 \cdot 10^{18}$	$9,36 \cdot 10^{17}$	$1,93 \cdot 10^{16}$
Ru-103	$4,64 \cdot 10^{18}$	$9,90 \cdot 10^{17}$	$1,78 \cdot 10^{15}$
Ru-106	$2,43 \cdot 10^{18}$	$1,05 \cdot 10^{18}$	$5,29 \cdot 10^{17}$
Te-131m	$1,08 \cdot 10^{15}$	$2,06 \cdot 10^{15}$	< 1
Te-132	$4,90 \cdot 10^{17}$	$2,10 \cdot 10^{17}$	< 1
Cs-134	$1,40 \cdot 10^{18}$	$8,70 \cdot 10^{17}$	$6,24 \cdot 10^{17}$
Cs-136	$1,45 \cdot 10^{17}$	$5,62 \cdot 10^{16}$	$3,30 \cdot 10^{08}$
Cs-137	$1,30 \cdot 10^{18}$	$8,13 \cdot 10^{17}$	$7,94 \cdot 10^{17}$
Ba-140	$3,61 \cdot 10^{18}$	$7,45 \cdot 10^{17}$	$2,75 \cdot 10^{09}$
Pu-238	$6,54 \cdot 10^{16}$	$4,81 \cdot 10^{16}$	$4,81 \cdot 10^{16}$
Pu-241	$1,41 \cdot 10^{18}$	$8,49 \cdot 10^{17}$	$8,10 \cdot 10^{17}$
Cm-242	$2,18 \cdot 10^{17}$	$9,64 \cdot 10^{16}$	$2,11 \cdot 10^{16}$
Cm-244	$8,05 \cdot 10^{16}$	$6,36 \cdot 10^{16}$	$6,12 \cdot 10^{16}$
Aktiniden	$5,80 \cdot 10^{18}$	$3,62 \cdot 10^{18}$	$9,55 \cdot 10^{17}$
Spaltprodukte	$7,45 \cdot 10^{19}$	$1,98 \cdot 10^{19}$	$5,98 \cdot 10^{18}$
Gesamtaktivität aller Nuklide	$8,03 \cdot 10^{19}$	$2,34 \cdot 10^{19}$	$6,94 \cdot 10^{18}$

Tabelle 2.1-3: Aktivitätsinventar des **Lagerbeckens** für eine **DWR**-Anlage bei unterschiedlicher Belegung und zu unterschiedlichen Zeitpunkten

Szenario Nuklid	Kern+583 BE [Bq]	BE-Wechsel [Bq]	Vor dem nächsten BE-Wechsel [Bq]
Kr-85	$1,27 \cdot 10^{17}$	$1,01 \cdot 10^{17}$	$9,56 \cdot 10^{16}$
Kr-85m	$8,70 \cdot 10^{11}$	$1,85 \cdot 10^{11}$	< 1
Kr-88	$7,32 \cdot 10^{08}$	$1,51 \cdot 10^{08}$	< 1
Xe-133	$5,72 \cdot 10^{18}$	$1,44 \cdot 10^{18}$	< 1
Xe-135	$2,22 \cdot 10^{16}$	$5,51 \cdot 10^{15}$	< 1
I-129	$7,21 \cdot 10^{11}$	$5,99 \cdot 10^{11}$	$5,98 \cdot 10^{11}$
I-131	$2,99 \cdot 10^{18}$	$7,70 \cdot 10^{17}$	$2,26 \cdot 10^{04}$
I-132	$2,65 \cdot 10^{18}$	$6,79 \cdot 10^{17}$	< 1
I-133	$4,12 \cdot 10^{17}$	$1,03 \cdot 10^{17}$	< 1
I-135	$6,07 \cdot 10^{14}$	$1,54 \cdot 10^{14}$	< 1
Rb-88	$8,17 \cdot 10^{08}$	$1,69 \cdot 10^{08}$	< 1
Sr-89	$3,26 \cdot 10^{18}$	$6,73 \cdot 10^{17}$	$4,71 \cdot 10^{15}$
Sr-90	$1,17 \cdot 10^{18}$	$9,50 \cdot 10^{17}$	$9,31 \cdot 10^{17}$
Zr-95	$6,15 \cdot 10^{18}$	$1,48 \cdot 10^{18}$	$2,95 \cdot 10^{16}$
Ru-103	$6,03 \cdot 10^{18}$	$1,67 \cdot 10^{18}$	$2,84 \cdot 10^{15}$
Ru-106	$3,21 \cdot 10^{18}$	$1,74 \cdot 10^{18}$	$8,79 \cdot 10^{17}$
Te-131m	$7,35 \cdot 10^{16}$	$1,90 \cdot 10^{16}$	< 1
Te-132	$2,57 \cdot 10^{18}$	$6,59 \cdot 10^{17}$	< 1
Cs-134	$1,31 \cdot 10^{18}$	$1,01 \cdot 10^{18}$	$7,33 \cdot 10^{17}$
Cs-136	$1,73 \cdot 10^{17}$	$6,89 \cdot 10^{16}$	$3,41 \cdot 10^{08}$
Cs-137	$1,99 \cdot 10^{18}$	$1,64 \cdot 10^{18}$	$1,60 \cdot 10^{18}$
Ba-140	$5,65 \cdot 10^{18}$	$1,40 \cdot 10^{18}$	$4,32 \cdot 10^{09}$
Pu-238	$1,27 \cdot 10^{17}$	$1,04 \cdot 10^{17}$	$1,05 \cdot 10^{17}$
Pu-241	$3,95 \cdot 10^{18}$	$2,99 \cdot 10^{18}$	$2,87 \cdot 10^{18}$
Cm-242	$4,83 \cdot 10^{17}$	$2,47 \cdot 10^{17}$	$5,32 \cdot 10^{16}$
Cm-244	$3,00 \cdot 10^{17}$	$2,63 \cdot 10^{17}$	$2,55 \cdot 10^{17}$
Aktiniden	$3,16 \cdot 10^{19}$	$1,17 \cdot 10^{19}$	$3,35 \cdot 10^{18}$
Spaltprodukte	$1,09 \cdot 10^{20}$	$3,60 \cdot 10^{19}$	$1,02 \cdot 10^{19}$
Gesamtaktivität aller Nuklide	$1,41 \cdot 10^{20}$	$4,77 \cdot 10^{19}$	$1,35 \cdot 10^{19}$

Tabelle 2.2-1: Aktivitätsinventar **Mischbettfilter** Kühlmittelreinigung (**TC**) (**DWR**)

Nuklid	Aktivitätsinventar [Bq]
H-3	$1,20 \cdot 10^{10}$
C-14	$1,08 \cdot 10^{10}$
Fe-55	$3,48 \cdot 10^{11}$
Co-60	$5,83 \cdot 10^{12}$
Ni-63	$1,65 \cdot 10^{12}$
Sr-90	$2,44 \cdot 10^{10}$
Sb-125	$1,58 \cdot 10^{10}$
Cs-134	$1,53 \cdot 10^{11}$
Cs-137	$1,94 \cdot 10^{12}$
Pu-241	$1,00 \cdot 10^{10}$
Summe	$1,00 \cdot 10^{13}$

Tabelle 2.2-2: Aktivitätsinventar **Mischbettfilter** Kühlmittelaufbereitung (**TD**) (**DWR**)

Nuklid	Aktivitätsinventar [Bq]
H-3	$6,01 \cdot 10^{08}$
C-14	$5,41 \cdot 10^{08}$
Fe-55	$1,74 \cdot 10^{10}$
Co-60	$2,92 \cdot 10^{11}$
Ni-63	$8,27 \cdot 10^{10}$
Sr-90	$1,22 \cdot 10^{09}$
Sb-125	$7,92 \cdot 10^{08}$
Cs-134	$7,66 \cdot 10^{09}$
Cs-137	$9,69 \cdot 10^{10}$
Pu-241	$5,00 \cdot 10^{08}$
Summe	$5,00 \cdot 10^{11}$

Tabelle 2.2-3: Aktivitätsinventar **Mischbettfilter** Brennelementlagerbeckenreinigung (**TG**) (**DWR**)

Nuklid	Aktivitätsinventar [Bq]
H-3	$4,80 \cdot 10^{09}$
C-14	$4,33 \cdot 10^{09}$
Fe-55	$1,39 \cdot 10^{11}$
Co-60	$2,33 \cdot 10^{12}$
Ni-63	$6,61 \cdot 10^{11}$
Sr-90	$9,75 \cdot 10^{09}$
Sb-125	$6,34 \cdot 10^{09}$
Cs-134	$6,13 \cdot 10^{10}$
Cs-137	$7,75 \cdot 10^{11}$
Pu-241	$4,00 \cdot 10^{09}$
Summe	$4,00 \cdot 10^{12}$

Tabelle 2.2-4: Aktivitätsinventar **Mischbettfilter** Kühlmittelreinigung (**TC**) (**SWR**)

Nuklid	Aktivitätsinventar [Bq]
H-3	$8,66 \cdot 10^{08}$
C-14	$8,83 \cdot 10^{10}$
Fe-55	$1,03 \cdot 10^{13}$
Mn-54	$1,38 \cdot 10^{11}$
Co-60	$9,66 \cdot 10^{12}$
Ni-63	$1,67 \cdot 10^{12}$
Zn-65	$8,50 \cdot 10^{10}$
Sr-90	$4,49 \cdot 10^{10}$
Cs-134	$5,50 \cdot 10^{11}$
Cs-137	$2,00 \cdot 10^{12}$
I-131	$5,43 \cdot 10^{12}$
Summe	$3,00 \cdot 10^{13}$

Tabelle 2.2-5: Aktivitätsinventar **Mischbettfilter** Kondensatreinigung (**UB**) (**SWR**)

Nuklid	Aktivitätsinventar [Bq]
H-3	$7,84 \cdot 10^{06}$
C-14	$7,99 \cdot 10^{08}$
Fe-55	$9,34 \cdot 10^{10}$
Mn-54	$1,25 \cdot 10^{09}$
Co-60	$8,74 \cdot 10^{10}$
Ni-63	$1,51 \cdot 10^{10}$
Zn-65	$7,69 \cdot 10^{08}$
Sr-90	$4,07 \cdot 10^{08}$
Cs-134	$4,97 \cdot 10^{09}$
Cs-137	$1,81 \cdot 10^{10}$
I-131	$7,78 \cdot 10^{11}$
Summe	$1,00 \cdot 10^{12}$

Tabelle 2.2-6 Aktivitätsinventar Harzsammelbehälter (DWR)

Nuklid	Aktivitätsinventar [Bq]
H-3	$6,01 \cdot 10^{10}$
C-14	$5,41 \cdot 10^{10}$
Fe-55	$1,74 \cdot 10^{12}$
Co-60	$2,92 \cdot 10^{13}$
Ni-63	$8,27 \cdot 10^{12}$
Sr-90	$1,22 \cdot 10^{11}$
Sb-125	$7,92 \cdot 10^{10}$
Cs-134	$7,66 \cdot 10^{11}$
Cs-137	$9,69 \cdot 10^{12}$
Pu-241	$5,00 \cdot 10^{10}$
Summe	$5,00 \cdot 10^{13}$

Tabelle 2.2-7: Aktivitätsinventar Harzsammelbehälter (SWR)

Nuklid	Aktivitätsinventar [Bq]
H-3	$9,71 \cdot 10^{08}$
C-14	$7,87 \cdot 10^{10}$
Fe-55	$5,83 \cdot 10^{12}$
Mn-54	$4,08 \cdot 10^{10}$
Co-60	$7,77 \cdot 10^{12}$
Ni-63	$1,46 \cdot 10^{12}$
Zn-65	$5,44 \cdot 10^{10}$
Sr-90	$7,19 \cdot 10^{10}$
Cs-134	$1,26 \cdot 10^{11}$
Cs-137	$1,46 \cdot 10^{13}$
Summe	$3,00 \cdot 10^{13}$

Tabelle 2.2-8: Aktivitätsinventar Abwasserverdampferkonzentratbehälter (DWR)

Nuklid	Aktivitätsinventar [Bq]
Cr-51	$4,91 \cdot 10^{08}$
Mn-54	$5,03 \cdot 10^{07}$
Co-58	$2,93 \cdot 10^{09}$
Co-60	$3,30 \cdot 10^{11}$
Sb-124	$7,57 \cdot 10^{09}$
Sb-125	$2,05 \cdot 10^{10}$
I-131	$8,75 \cdot 10^{07}$
Cs-134	$4,67 \cdot 10^{09}$
Cs-137	$3,34 \cdot 10^{10}$
Summe	$4,00 \cdot 10^{11}$

Tabelle 2.2-9: Aktivitätsinventar Abwasserverdampferkonzentratbehälter (SWR)

Nuklid	Aktivitätsinventar [Bq]
Cr-51	$3,47 \cdot 10^{09}$
Mn-54	$3,63 \cdot 10^{10}$
Fe-59	$2,25 \cdot 10^{11}$
Co-58	$7,22 \cdot 10^{09}$
Co-60	$2,24 \cdot 10^{11}$
Ni-63	$2,25 \cdot 10^{11}$
Zn-65	$6,47 \cdot 10^{10}$
Sr-89	$4,42 \cdot 10^{07}$
Sr-90	$4,42 \cdot 10^{08}$
Cs-134	$4,66 \cdot 10^{09}$
Cs-137	$8,83 \cdot 10^{09}$
Am-241	$4,88 \cdot 10^{08}$
Summe	$8,00 \cdot 10^{11}$

Tabelle 2.2-10: Aktivitätsinventar Abwasserverdampfer (DWR)

Nuklid	Aktivitätsinventar [Bq]
Cr-51	$4,43 \cdot 10^{08}$
Mn-54	$3,07 \cdot 10^{08}$
Co-58	$1,31 \cdot 10^{09}$
Co-60	$7,39 \cdot 10^{09}$
Cs-134	$1,09 \cdot 10^{09}$
Cs-137	$9,39 \cdot 10^{09}$
I-131	$6,80 \cdot 10^{07}$
Summe	$2,00 \cdot 10^{10}$

Tabelle 2.2-11: Aktivitätsinventar Abwasserverdampfer (SWR)

Nuklid	Aktivitätsinventar [Bq]
Cr-51	$1,23 \cdot 10^{09}$
Mn-54	$2,12 \cdot 10^{09}$
Fe-59	$1,28 \cdot 10^{10}$
Co-58	$8,08 \cdot 10^{08}$
Co-60	$1,27 \cdot 10^{10}$
Ni-63	$1,26 \cdot 10^{10}$
Zn-65	$6,56 \cdot 10^{09}$
Sr-89	$7,33 \cdot 10^{06}$
Sr-90	$4,74 \cdot 10^{07}$
Cs-134	$2,03 \cdot 10^{08}$
Cs-137	$9,45 \cdot 10^{08}$
Am-241	$2,73 \cdot 10^{07}$
Summe	$5,00 \cdot 10^{10}$

Tabelle 2.2-12: Aktivitätsinventar Abgasanlage (DWR)

Nuklid	Aktivitätsinventar [Bq]
Kr-85m	$1,27 \cdot 10^{08}$
Kr-87	$6,64 \cdot 10^{07}$
Kr-88	$1,98 \cdot 10^{08}$
Xe-133	$3,49 \cdot 10^{10}$
Xe-135	$4,27 \cdot 10^{09}$
Xe-135m	$9,20 \cdot 10^{07}$
Xe-133m	$3,78 \cdot 10^{08}$
Summe	$4,00 \cdot 10^{10}$

Tabelle 2.2-13: Aktivitätsinventar Abgasanlage (SWR)

Nuklid	Aktivitätsinventar [Bq]
Kr-85m	$2,11 \cdot 10^{10}$
Kr-87	$3,05 \cdot 10^{10}$
Kr-88	$4,56 \cdot 10^{10}$
Xe-133	$5,80 \cdot 10^{11}$
Xe-135	$2,09 \cdot 10^{11}$
Xe-135m	$2,81 \cdot 10^{10}$
Xe-138	$8,49 \cdot 10^{10}$
Summe	$1,00 \cdot 10^{12}$

Tabelle 2.2-14: Aktivitätsinventar Volumenausgleichsbehälter (DWR)

Nuklid	Aktivitätsinventar [Bq]
Cr-51	$6,47 \cdot 10^{09}$
Mn-54	$5,50 \cdot 10^{09}$
Co-58	$2,69 \cdot 10^{10}$
Co-60	$1,23 \cdot 10^{11}$
Fe-59	$2,03 \cdot 10^{09}$
Zn-65	$3,09 \cdot 10^{09}$
Sr-89	$2,06 \cdot 10^{06}$
Sr-90	$2,06 \cdot 10^{07}$
Nb-95	$7,27 \cdot 10^{09}$
Zr-95	$7,49 \cdot 10^{09}$
Ag-110m	$7,11 \cdot 10^{08}$
Sb-124	$8,67 \cdot 10^{09}$
I-131	$1,17 \cdot 10^{09}$
Cs-134	$2,06 \cdot 10^{09}$
Cs-137	$5,27 \cdot 10^{09}$
Summe	$2,00 \cdot 10^{11}$

Tabelle 2.3-1: Freisetzunganteile Brennelementlagerbecken

Berstfreisetzung (vgl. Abschnitt 3.1.1 der SBG /5/)			
	Berstfreisetzung aus den Brenn-elementen	davon Freisetzung in die Atmosphäre	resultierende Freisetzung in die Atmosphäre
	% des Gesamt-inventars der BE	% des aus den BE frei-gesetzten Inventars	% des Gesamt-inventars der BE
Edelgase	10	100	10
Halogene, Alkalimetalle	1	100 (ohne Reduktionsfaktor) 1 (mit Reduktionsfaktor)	1 (ohne Reduktionsfaktor) 0,01 (mit Reduktionsfaktor)
sonstige Feststoffe	0,01	1	0,0001
<i>Freisetzung in das BE-Beckenwasser (aus Berstfreisetzung)</i>			
	Freisetzung durch Auslaugung in das Beckenwasser	der im Beckenwasser verbleibende Anteil aus der Berstfreisetzung	resultierende Freisetzung in das Beckenwasser
	% des Gesamt-inventars der BE	% des Gesamtinventars der BE	% des Gesamt-inventars der BE
Halogene, Alkalimetalle	5	0 (ohne Reduktionsfaktor) 0,99 (mit Reduktionsfaktor)	5 (ohne Reduktionsfaktor) 5,99 (mit Reduktionsfaktor)
sonstige Feststoffe	0,5	0,0099	0,5099
Freisetzung durch Verspritzen / Verdampfen			
	verspritzter Anteil	Dampfübergangs-koefizient	resultierende Freisetzung in die Atmosphäre
	% der Aktivität im BE-Beckenwasser	% der verspritzten Aktivität	% der Aktivität im BE-Beckenwasser
Halogene, Alkalimetalle	1	5	0,05
sonstige Feststoffe	1	5	0,05

Tabelle 2.4-1: Quellterme für großflächige Einwirkung auf das Brennelementlagerbecken (SWR)

Nuklid	Quellterm [Bq]	
	Fall 1: nur Edelgasfreisetzung	Fall 2: mit Reduktionsfaktor (0,01) für Alkalimetalle/Halogene
Kr-85	$5,93 \cdot 10^{15}$	$5,93 \cdot 10^{15}$
Kr-85m	$7,30 \cdot 10^{04}$	$7,30 \cdot 10^{04}$
Kr-88	< 1	< 1
Xe-133	$6,29 \cdot 10^{16}$	$6,29 \cdot 10^{16}$
Xe-135	$1,00 \cdot 10^{12}$	$1,00 \cdot 10^{12}$
I-129		$3,52 \cdot 10^{07}$
I-131		$4,84 \cdot 10^{13}$
I-132		$2,81 \cdot 10^{13}$
I-133		$6,38 \cdot 10^{11}$
I-135		$3,54 \cdot 10^{06}$
Rb-88		< 1
Sr-89		$1,56 \cdot 10^{12}$
Sr-90		$1,90 \cdot 10^{12}$
Zr-95		$3,32 \cdot 10^{12}$
Ru-103		$3,51 \cdot 10^{12}$
Ru-106		$3,71 \cdot 10^{12}$
Te-131m		$7,29 \cdot 10^{09}$
Te-132		$7,45 \cdot 10^{11}$
Cs-134		$1,13 \cdot 10^{14}$
Cs-136		$7,31 \cdot 10^{12}$
Cs-137		$1,06 \cdot 10^{14}$
Ba-140		$2,65 \cdot 10^{12}$
Pu-238		$1,71 \cdot 10^{11}$
Pu-241		$3,01 \cdot 10^{12}$
Cm-242		$3,42 \cdot 10^{11}$
Cm-244		$2,26 \cdot 10^{11}$
Summe	$6,88 \cdot 10^{16}$	$6,91 \cdot 10^{16}$

Tabelle 2.4-2: Quellterm Mischbettfilter Kühlmittelreinigung (TC) (DWR)

Nuklid	Quellterm [Bq]
H-3	$1,20 \cdot 10^{10}$
C-14	$1,08 \cdot 10^{10}$
Fe-55	$3,48 \cdot 10^{11}$
Co-60	$5,83 \cdot 10^{12}$
Co-58	$1,65 \cdot 10^{12}$
Sr-90	$2,44 \cdot 10^{10}$
Sb-125	$1,58 \cdot 10^{10}$
Cs-134	$1,53 \cdot 10^{11}$
Cs-137	$1,94 \cdot 10^{12}$
Pu-241	$1,00 \cdot 10^{10}$
Summe	$1,00 \cdot 10^{13}$

Tabelle 2.4-3: Quellterm Mischbettfilter Kühlmittelaufbereitung (TD) (DWR)

Nuklid	Quellterm [Bq]
H-3	$6,01 \cdot 10^{08}$
C-14	$5,41 \cdot 10^{08}$
Fe-55	$1,74 \cdot 10^{10}$
Co-60	$2,92 \cdot 10^{11}$
Co-58	$8,27 \cdot 10^{10}$
Sr-90	$1,22 \cdot 10^{09}$
Sb-125	$7,92 \cdot 10^{08}$
Cs-134	$7,66 \cdot 10^{09}$
Cs-137	$9,69 \cdot 10^{10}$
Pu-241	$5,00 \cdot 10^{08}$
Summe	$5,00 \cdot 10^{11}$

Tabelle 2.4-4: Quellterm Mischbettfilter Brennelementlagerbeckenreinigung (TG) (DWR)

Nuklid	Quellterm [Bq]
H-3	$4,80 \cdot 10^{09}$
C-14	$4,33 \cdot 10^{09}$
Fe-55	$1,39 \cdot 10^{11}$
Co-60	$2,33 \cdot 10^{12}$
Co-58	$6,61 \cdot 10^{11}$
Sr-90	$9,75 \cdot 10^{09}$
Sb-125	$6,34 \cdot 10^{09}$
Cs-134	$6,13 \cdot 10^{10}$
Cs-137	$7,75 \cdot 10^{11}$
Pu-241	$4,00 \cdot 10^{09}$
Summe	$4,00 \cdot 10^{12}$

Tabelle 2.4-5: Quellterm Mischbettfilter Kühlmittelreinigung (TC) (SWR)

Nuklid	Quellterm [Bq]
H-3	$8,66 \cdot 10^{08}$
C-14	$8,83 \cdot 10^{10}$
Fe-55	$1,03 \cdot 10^{13}$
Mn-54	$1,38 \cdot 10^{11}$
Co-60	$9,66 \cdot 10^{12}$
Ni-63	$1,67 \cdot 10^{12}$
Zn-65	$8,50 \cdot 10^{10}$
Sr-90	$4,49 \cdot 10^{10}$
Cs-134	$5,50 \cdot 10^{11}$
Cs-137	$2,00 \cdot 10^{12}$
I-131	$5,43 \cdot 10^{12}$
Summe	$3,00 \cdot 10^{13}$

Tabelle 2.4-6: Quellterm Mischbettfilter Kondensatreinigung (UB) (SWR)

Nuklid	Quellterm [Bq]
H-3	$7,84 \cdot 10^{06}$
C-14	$7,99 \cdot 10^{08}$
Fe-55	$9,34 \cdot 10^{10}$
Mn-54	$1,25 \cdot 10^{09}$
Co-60	$8,74 \cdot 10^{10}$
Ni-63	$1,51 \cdot 10^{10}$
Zn-65	$7,69 \cdot 10^{08}$
Sr-90	$4,07 \cdot 10^{08}$
Cs-134	$4,97 \cdot 10^{09}$
Cs-137	$1,81 \cdot 10^{10}$
I-131	$7,78 \cdot 10^{11}$
Summe	$1,00 \cdot 10^{12}$

Tabelle 2.4-7: Quellterm Mischbettfilter Brennelementlagerbeckenreinigung (TG) (SWR)

Nuklid	Quellterm [Bq]
H-3	$7,84 \cdot 10^{07}$
C-14	$7,99 \cdot 10^{09}$
Fe-55	$9,34 \cdot 10^{11}$
Mn-54	$1,25 \cdot 10^{10}$
Co-60	$8,74 \cdot 10^{11}$
Ni-63	$1,51 \cdot 10^{11}$
Zn-65	$7,69 \cdot 10^{09}$
Sr-90	$4,07 \cdot 10^{09}$
Cs-134	$4,97 \cdot 10^{10}$
Cs-137	$1,81 \cdot 10^{11}$
I-131	$7,78 \cdot 10^{12}$
Summe	$1,00 \cdot 10^{13}$

Tabelle 2.4-8 Quellterm Harzsammelbehälter (DWR)

Nuklid	Quellterm [Bq]
H-3	$6,01 \cdot 10^{10}$
C-14	$5,41 \cdot 10^{10}$
Fe-55	$1,74 \cdot 10^{12}$
Co-60	$2,92 \cdot 10^{13}$
Co-58	$8,27 \cdot 10^{12}$
Sr-90	$1,22 \cdot 10^{11}$
Sb-125	$7,92 \cdot 10^{10}$
Cs-134	$7,66 \cdot 10^{11}$
Cs-137	$9,69 \cdot 10^{12}$
Pu-241	$5,00 \cdot 10^{10}$
Summe	$5,00 \cdot 10^{13}$

Tabelle 2.4-9: Quellterm Harzsammelbehälter (SWR)

Nuklid	Quellterm [Bq]
H-3	$9,71 \cdot 10^{08}$
C-14	$7,87 \cdot 10^{10}$
Fe-55	$5,83 \cdot 10^{12}$
Mn-54	$4,08 \cdot 10^{10}$
Co-60	$7,77 \cdot 10^{12}$
Ni-63	$1,46 \cdot 10^{12}$
Zn-65	$5,44 \cdot 10^{10}$
Sr-90	$7,19 \cdot 10^{10}$
Cs-134	$1,26 \cdot 10^{11}$
Cs-137	$1,46 \cdot 10^{13}$
Summe	$3,00 \cdot 10^{13}$

Tabelle 2.4-10: Quellterm Abwasserverdampfer (DWR)

Nuklid	Quellterm [Bq]
Cr-51	$4,43 \cdot 10^{08}$
Mn-54	$3,07 \cdot 10^{08}$
Co-58	$1,31 \cdot 10^{09}$
Co-60	$7,39 \cdot 10^{09}$
Cs-134	$1,09 \cdot 10^{09}$
Cs-137	$9,39 \cdot 10^{09}$
I-131	$6,80 \cdot 10^{07}$
Summe	$2,00 \cdot 10^{10}$

Tabelle 2.4-11: Quellterm Abwasserverdampferkonzentratbehälter (DWR)

Nuklid	Quellterm [Bq]
Cr-51	$4,91 \cdot 10^{08}$
Mn-54	$5,03 \cdot 10^{07}$
Co-58	$2,93 \cdot 10^{09}$
Co-60	$3,30 \cdot 10^{11}$
Sb-124	$7,57 \cdot 10^{09}$
Sb-125	$2,05 \cdot 10^{10}$
I-131	$8,75 \cdot 10^{07}$
Cs-134	$4,67 \cdot 10^{09}$
Cs-137	$3,34 \cdot 10^{10}$
Summe	$4,00 \cdot 10^{11}$

Tabelle 2.4-12: Quellterm Abwasserverdampfer (SWR)

Nuklid	Quellterm [Bq]
Cr-51	$1,23 \cdot 10^{09}$
Mn-54	$2,12 \cdot 10^{09}$
Fe-59	$1,28 \cdot 10^{10}$
Co-58	$8,08 \cdot 10^{08}$
Co-60	$1,27 \cdot 10^{10}$
Ni-63	$1,26 \cdot 10^{10}$
Zn-65	$6,56 \cdot 10^{09}$
Sr-89	$7,33 \cdot 10^{06}$
Sr-90	$4,74 \cdot 10^{07}$
Cs-134	$2,03 \cdot 10^{08}$
Cs-137	$9,45 \cdot 10^{08}$
Am-241	$2,73 \cdot 10^{07}$
Summe	$5,00 \cdot 10^{10}$

Tabelle 2.4-13: Quellterm Abwasserverdampferkonzentratbehälter (SWR)

Nuklid	Quellterm [Bq]
Cr-51	$3,47 \cdot 10^{09}$
Mn-54	$3,63 \cdot 10^{10}$
Fe-59	$2,25 \cdot 10^{11}$
Co-58	$7,22 \cdot 10^{09}$
Co-60	$2,24 \cdot 10^{11}$
Ni-63	$2,25 \cdot 10^{11}$
Zn-65	$6,47 \cdot 10^{10}$
Sr-89	$4,42 \cdot 10^{07}$
Sr-90	$4,42 \cdot 10^{08}$
Cs-134	$4,66 \cdot 10^{09}$
Cs-137	$8,83 \cdot 10^{09}$
Am-241	$4,88 \cdot 10^{08}$
Summe	$8,00 \cdot 10^{11}$

Tabelle 2.4-14: Quellterm Abgasanlage (DWR)

Nuklid	Quellterm [Bq]
Kr-85m	$1,27 \cdot 10^{08}$
Kr-87	$6,64 \cdot 10^{07}$
Kr-88	$1,98 \cdot 10^{08}$
Xe-133	$3,49 \cdot 10^{10}$
Xe-135	$4,27 \cdot 10^{09}$
Xe-135m	$9,20 \cdot 10^{07}$
Xe-133m	$3,78 \cdot 10^{08}$
Summe	$4,00 \cdot 10^{10}$

Tabelle 2.4-15: Quellterm Abgasanlage (SWR)

Nuklid	Quellterm [Bq]
Kr-85m	$2,11 \cdot 10^{10}$
Kr-87	$3,05 \cdot 10^{10}$
Kr-88	$4,56 \cdot 10^{10}$
Xe-133	$5,80 \cdot 10^{11}$
Xe-135	$2,09 \cdot 10^{11}$
Xe-135m	$2,81 \cdot 10^{10}$
Xe-138	$8,49 \cdot 10^{10}$
Summe	$1,00 \cdot 10^{12}$

Tabelle 2.4-16: Quellterm Volumenausgleichsbehälter (DWR)

Nuklid	Quellterm [Bq]
Cr-51	$6,47 \cdot 10^{09}$
Mn-54	$5,50 \cdot 10^{09}$
Co-58	$2,69 \cdot 10^{10}$
Co-60	$1,23 \cdot 10^{11}$
Fe-59	$2,03 \cdot 10^{09}$
Zn-65	$3,09 \cdot 10^{09}$
Sr-89	$2,06 \cdot 10^{06}$
Sr-90	$2,06 \cdot 10^{07}$
Nb-95	$7,27 \cdot 10^{09}$
Zr-95	$7,49 \cdot 10^{09}$
Ag-110m	$7,11 \cdot 10^{08}$
Sb-124	$8,67 \cdot 10^{09}$
I-131	$1,17 \cdot 10^{09}$
Cs-134	$2,06 \cdot 10^{09}$
Cs-137	$5,27 \cdot 10^{09}$
Summe	$2,00 \cdot 10^{11}$

Tabelle 2.4-17: Quellterm Reaktorhilfsanlagengebäude (DWR)

Nuklid	Quellterm [Bq]
H-3	$7,75 \cdot 10^{10}$
C-14	$6,98 \cdot 10^{10}$
Cr-51	$7,40 \cdot 10^{09}$
Mn-54	$5,86 \cdot 10^{09}$
Fe-55	$2,25 \cdot 10^{12}$
Fe-59	$2,03 \cdot 10^{09}$
Co-58	$3,12 \cdot 10^{10}$
Co-60	$3,81 \cdot 10^{13}$
Ni-63	$1,07 \cdot 10^{13}$
Zn-65	$3,09 \cdot 10^{09}$
Sr-89	$2,06 \cdot 10^{06}$
Sr-90	$1,57 \cdot 10^{11}$
Nb-95	$7,27 \cdot 10^{09}$
Zr-95	$7,49 \cdot 10^{09}$
Ag-110m	$7,11 \cdot 10^{08}$
Sb-124	$1,62 \cdot 10^{10}$
Sb-125	$1,23 \cdot 10^{11}$
I-131	$1,32 \cdot 10^{09}$
Cs-134	$9,96 \cdot 10^{11}$
Cs-137	$1,25 \cdot 10^{13}$
Pu-241	$6,45 \cdot 10^{10}$
Kr-85m	$1,27 \cdot 10^{08}$
Kr-87	$6,64 \cdot 10^{07}$
Kr-88	$1,98 \cdot 10^{08}$
Xe-133	$3,49 \cdot 10^{10}$
Xe-133m	$3,78 \cdot 10^{08}$
Xe-135	$4,27 \cdot 10^{09}$
Xe-135m	$9,20 \cdot 10^{07}$
Summe	$6,51 \cdot 10^{13}$

Tabelle 2.4-18: Quellterm Reaktorgebäude (Aufbereitungstrakt) (SWR)

Nuklid	Quellterm [Bq]
H-3	$1,92 \cdot 10^{09}$
C-14	$1,76 \cdot 10^{11}$
Cr-51	$4,70 \cdot 10^{09}$
Mn-54	$2,31 \cdot 10^{11}$
Fe-55	$1,72 \cdot 10^{13}$
Fe-59	$2,38 \cdot 10^{11}$
Co-58	$8,03 \cdot 10^{09}$
Co-60	$1,86 \cdot 10^{13}$
Ni-63	$3,53 \cdot 10^{12}$
Zn-65	$2,19 \cdot 10^{11}$
Sr-89	$5,15 \cdot 10^{07}$
Sr-90	$1,22 \cdot 10^{11}$
I-131	$1,40 \cdot 10^{13}$
Cs-134	$7,36 \cdot 10^{11}$
Cs-137	$1,68 \cdot 10^{13}$
Am-241	$5,15 \cdot 10^{08}$
Kr-85m	$2,11 \cdot 10^{10}$
Kr-87	$3,05 \cdot 10^{10}$
Kr-88	$4,56 \cdot 10^{10}$
Xe-133	$5,80 \cdot 10^{11}$
Xe-135	$2,09 \cdot 10^{11}$
Xe-135m	$2,81 \cdot 10^{10}$
Xe-138	$8,49 \cdot 10^{10}$
Summe	$7,29 \cdot 10^{13}$

Tabelle 3.1-1: Rohabfall aus Kernkraftwerken nach /7/

Abfallart	Radioaktivitätskonzentration [Bq/m ³]	Anfall pro Jahr und Anlage
DWR		
Öle	< 1·10 ⁰⁶	2 m ³
Festabfälle	1·10 ⁰⁶ – 1·10 ⁰⁹	170 m ³
Filterkonzentrate und Schlämme	1·10 ⁰⁶ – 1·10 ¹⁰	1 m ³
Verdampferkonzentrat	1·10 ⁰⁹ – 1·10 ¹¹	18 m ³
Metallteile	1·10 ⁰⁸ – 1·10 ¹²	2 m ³
Filterkerzeneinsätze	3·10 ⁰⁶ – 2·10 ¹²	10 Stück
Kugelharze	5·10 ¹¹ – 5·10 ¹²	2 m ³
SWR		
Öle	< 1·10 ⁰⁶	1 m ³
Festabfälle	1·10 ⁰⁶ – 1·10 ⁰⁹	250 m ³
Filterhilfsmittel und Schlämme	1·10 ⁰⁶ – 1·10 ¹⁰	2 m ³
Verdampferkonzentrat	1·10 ⁰⁹ – 1·10 ¹¹	20 m ³
Metallteile	1·10 ⁰⁸ – 1·10 ¹²	6 m ³
Ionentauscherharze	1·10 ¹⁰ – 4·10 ¹²	7 m ³

Tabelle 3.2-1: Zusammenstellung von Abfallart, Zustand und Behältertyp

Abfallart	Zustand	Behältertyp
Feste Abfälle		
anorganisch, nicht brennbar (z. B. Bauschutt, Metallschrott, Asche)	lose, verpresst oder fixiert	Container
organisch, brennbar (z. B. Papier, Putzwolle, Folien, Aktivkohle)	verpresst, fixiert oder verpackt (Fässer)	Container
feste Abfälle mit höherer Dosisleistung (z. B. Filterkerzen)	lose, verpresst oder fixiert	Gussbehälter Typ II, Betonbehälter Typ I/II, Container
Corebauteile, Reaktordruckbehältereinbauten, aktivierte/kontaminierte Metallteile	zerkleinert	Gussbehälter Typ II, Betonbehälter Typ II
ausgebaute Komponenten, Reststoffe, radioaktive Abfälle	lose oder verpackt (z. B. Fässer)	20'-Container
ausgebaute Komponenten (aktiviert/kontaminiert)	bei Bedarf verpackt oder versiegelt (z. B. Folie)	(ohne Behälter)
Verfestigte Abfälle		
Verdampferkonzentrate	getrocknet	Gussbehälter Typ II, Betonbehälter Typ I/II
Filterschlämme mit Kieselgur und Sumpfschlämme	getrocknet oder vorentwässert (ca. 60% Wasseranteil)	Gussbehälter Typ II, Betonbehälter Typ I/II
Ionenaustauscherharze	vorentwässert (ca. 40 l Wasser pro Gebinde) oder entwässert	Gussbehälter Typ II

Tabelle 3.2-2: Eigenschaften von zur Zwischenlagerung von Betriebs- und Stilllegungsabfällen aus Kernkraftwerken verwendeten Behältern

Behälter	Nutzvolumen [m³]	Werkstoff	Beschichtung
Stahlblechcontainer Typ II	3,9	Stahl	innen und außen Korrosionsschutz
Stahlblechcontainer Typ III	7,2	Stahl	innen und außen Korrosionsschutz
Stahlblechcontainer Typ IV	6,1	Stahl	innen und außen Korrosionsschutz
Stahlblechcontainer Typ V	9,1	Stahl	innen und außen Korrosionsschutz
Stahlblechcontainer Typ VI	4,4	Stahl	innen und außen Korrosionsschutz
Betoncontainer Typ IV	6,3	Stahlbeton, Normal- bzw. Schwerbeton	Korrosionsschutz für außenliegende Stahlteile, Außendispersionsfarbe an den Außenseiten des Betons
Gusscontainer Typ VI	2,9	Gusseisen mit Kugelgraphit	innen und außen Korrosionsschutz
20'-Container	ca. 30	Stahl	innen und außen Korrosionsschutz
Betonbehälter Typ I	0,20	Stahlbeton, Normal- bzw. Schwerbeton	Außendispersionsfarbe an den Außenseiten des Betons (ggf. stahlummantelt)
Betonbehälter Typ II	0,40	Stahlbeton, Normal- bzw. Schwerbeton	Außendispersionsfarbe an den Außenseiten des Betons
Gussbehälter Typ II	0,135 – 0,5 je nach Bleistärke	Gusseisen mit Kugelgraphit, ggf. innere Zusatzabschirmung aus Blei	außen Korrosionsschutz, innen Grundierung

Tabelle 3.2-3: Aktivitätskonzentration in Rohabfall, konditioniertem Abfall und gelagerten Gebinden – Rohdaten

Abfallart	Aktivitätskonzentration [Bq/m³]		Geeignete Behältertypen für die Zwischenlagerung	Faktor für Behältervolumen (s. Tab. 3.2-2)
	Rohabfall	Konditioniert ¹⁾		
Festabfälle	$1 \cdot 10^{06} - 1 \cdot 10^{09}$	*1	Container	*10
Filterkonzentrate, Filterhilfsmittel und Schlämme	$1 \cdot 10^{06} - 1 \cdot 10^{10}$	*5	Gussbehälter Typ II, Betonbehälter Typ I/II	*0,5, *0,4
Verdampferkonzentrat	$1 \cdot 10^{09} - 1 \cdot 10^{11}$	*10	Gussbehälter Typ II, Betonbehälter Typ I/II	*0,5, *0,4
Metallteile	$1 \cdot 10^{08} - 1 \cdot 10^{12}$	*1	Gussbehälter Typ II, Betonbehälter Typ I/II, Container	*0,5, *0,4, *10
Filterkerzeneinsätze (DWR)	$3 \cdot 10^{06} - 2 \cdot 10^{12}$	*1	Gussbehälter Typ II, Betonbehälter Typ I/II	*0,5, *0,4
Kugelharze (DWR)	$5 \cdot 10^{11} - 5 \cdot 10^{12}$	*5	Gussbehälter Typ II	*0,5
Ionentauscherharze (SWR)	$1 \cdot 10^{10} - 4 \cdot 10^{12}$	*5	Gussbehälter Typ II	*0,5

¹⁾ Faktor für die Erhöhung der volumenbezogenen Aktivität bei der Konditionierung

Die Spalte „konditioniert“ gibt an, welcher Faktor für die Erhöhung der volumenbezogenen Aktivität bei der Konditionierung angesetzt werden kann. Die Spalte „Behälter“ nennt die Arten von Behältern, in denen diese Abfälle zwischengelagert werden können. In Verbindung mit den Volumina der Behälter ergeben sich dann die Multiplikationsfaktoren der Spalte „Faktor für Behältervolumen“.

In der Tabelle 3.2-4 sind die Daten der Tabelle 3.2-3 so aufbereitet dargestellt, dass die Konzentrationsfaktoren eingearbeitet sind.

Tabelle 3.2-4: Aktivitätskonzentration in Rohabfall, konditioniertem Abfall und gelagerten Gebinden

Abfallart	Aktivitätskonzentration [Bq/m ³]		Behälter	Aktivität pro Gebinde [Bq]
	Rohabfall	Konditioniert		
Festabfälle	$1 \cdot 10^{06} - 1 \cdot 10^{09}$	$1 \cdot 10^{06} - 1 \cdot 10^{09}$	Container	$1 \cdot 10^{07} - 1 \cdot 10^{10}$
Filterkonzentrate, Filterhilfsmittel und Schlämme	$1 \cdot 10^{06} - 1 \cdot 10^{10}$	$5 \cdot 10^{06} - 5 \cdot 10^{10}$	Gussbehälter Typ II	$2,5 \cdot 10^{06} - 2,5 \cdot 10^{10}$
	$1 \cdot 10^{09} - 1 \cdot 10^{11}$		Betonbehälter Typ I/II	$2 \cdot 10^{06} - 2 \cdot 10^{10}$
Verdampferkon- zentrat	$1 \cdot 10^{08} - 1 \cdot 10^{12}$	$1 \cdot 10^{10} - 1 \cdot 10^{12}$	Gussbehälter Typ II	$5 \cdot 10^{09} - 5 \cdot 10^{11}$
	$3 \cdot 10^{06} - 2 \cdot 10^{12}$		Betonbehälter Typ I/II	$4 \cdot 10^{09} - 4 \cdot 10^{11}$
	$5 \cdot 10^{11} - 5 \cdot 10^{12}$	$1 \cdot 10^{08} - 1 \cdot 10^{12}$	Gussbehälter Typ II	$5 \cdot 10^{07} - 5 \cdot 10^{11}$
Metallteile	$1 \cdot 10^{10} - 4 \cdot 10^{12}$		Betonbehälter Typ I/II	$4 \cdot 10^{07} - 4 \cdot 10^{11}$
			Container	$1 \cdot 10^{09} - 1 \cdot 10^{13}$
Filterkerzenein- sätze (DWR)	$1 \cdot 10^{06} - 1 \cdot 10^{10}$	$3 \cdot 10^{06} - 2 \cdot 10^{12}$	Gussbehälter Typ II	$1,5 \cdot 10^{06} - 1 \cdot 10^{12}$
	$1 \cdot 10^{09} - 1 \cdot 10^{11}$		Betonbehälter Typ I/II	$1,2 \cdot 10^{06} - 8 \cdot 10^{11}$
Kugelharze (DWR)	$1 \cdot 10^{08} - 1 \cdot 10^{12}$	$2,5 \cdot 10^{12} - 2,5 \cdot 10^{13}$	Gussbehälter Typ II	$1,25 \cdot 10^{12} - 1,25 \cdot 10^{13}$
	$3 \cdot 10^{06} - 2 \cdot 10^{12}$		Betonbehälter Typ I/II	$1 \cdot 10^{12} - 1 \cdot 10^{13}$
Ionentauscher- harze (SWR)	$5 \cdot 10^{11} - 5 \cdot 10^{12}$	$5 \cdot 10^{10} - 2 \cdot 10^{13}$	Gussbehälter Typ II	$2,5 \cdot 10^{10} - 1 \cdot 10^{13}$
			Betonbehälter Typ I/II	$2 \cdot 10^{10} - 8 \cdot 10^{12}$

Tabelle 3.2-5: Im bestimmungsgemäßen Betrieb angesetztes Aktivitätsinventar für unterschiedliche Behältertypen (in Bq pro Gebinde)

Gebinde	Aktivitätsinventar [Bq]
Stahlblechcontainer und 20'-Container	$2,2 \cdot 10^{10}$
Betonbehälter und Betoncontainer	
feste Reststoffe	$5,2 \cdot 10^{11}$
Verdampferkonzentrate	$8,4 \cdot 10^{11}$
Ionenaustauscherharze	$7,1 \cdot 10^{11}$
Filterschlämme	$8,4 \cdot 10^{11}$
Gussbehälter Typ II	
feste Reststoffe	$3,7 \cdot 10^{13}$
Verdampferkonzentrate	$2,6 \cdot 10^{12}$
Ionenaustauscherharze	$1,4 \cdot 10^{13}$
Filterschlämme	$2,5 \cdot 10^{12}$

Tabelle 3.2-6: Im Störfall angesetztes maximales Aktivitätsinventar für unterschiedliche Behältertypen (in Bq pro Gebinde)

Gebinde	Aktivitätsinventar [Bq]
Stahlblechcontainer und 20'-Container	$4,4 \cdot 10^{10}$
Betonbehälter und Betoncontainer	
feste Reststoffe	$5,2 \cdot 10^{11}$
Verdampferkonzentrate	$8,4 \cdot 10^{11}$
Ionenaustauscherharze	$7,1 \cdot 10^{11}$
Filterschlämme	$8,4 \cdot 10^{11}$
Gussbehälter Typ II	
feste Reststoffe	$7,4 \cdot 10^{13}$
Verdampferkonzentrate	$1,3 \cdot 10^{14}$
Ionenaustauscherharze	$1,3 \cdot 10^{14}$
Filterschlämme	$1,4 \cdot 10^{14}$

Tabelle 3.3-1: Freisetzungssanteile bei störfallbedingten mechanischen Einwirkungen auf Abfallgebinde (Abfallbehälterklasse I) nach /8/, bezogen auf Partikel mit AED $\leq 10 \mu\text{m}$

Abfallproduktgruppe	Absturzhöhe	
	3 m	5 m
z. B. Bitumen und Kunststoffprodukte	$3,9 \cdot 10^{-04}$	$1,8 \cdot 10^{-03}$
z. B. Feststoffe		
z. B. metallische Feststoffe	$3,9 \cdot 10^{-06}$	$1,8 \cdot 10^{-05}$
z. B. Presslinge		
z. B. zementierte/betonierte Abfälle	$2,4 \cdot 10^{-06}$	$6,5 \cdot 10^{-06}$
z. B. Konzentrate		

Tabelle 3.3-2: Freisetzungssanteile bei störfallbedingten thermischen Einwirkungen auf Abfallgebinde (Abfallbehälterklasse I) nach /8/

Abfallproduktgruppe	Nuklidgruppe			
	Halogene	H-3	C-14	sonstige Radio-nuklide
z. B. Bitumen und Kunststoffprodukte	1,0	1,0	1,0	0,5
z. B. Feststoffe	1,0	1,0	1,0	0,01
z. B. metallische Feststoffe	1,0	1,0	1,0	$4 \cdot 10^{-03}$
z. B. Presslinge	1,0	1,0	1,0	$1,6 \cdot 10^{-03}$
z. B. zementierte/betonierte Abfälle	1,0	0,5	$5,0 \cdot 10^{-04}$	$5,0 \cdot 10^{-04}$
z. B. Konzentrate	1,0	1,0	$5,0 \cdot 10^{-04}$	$5,0 \cdot 10^{-04}$

Tabelle 3.3-3: Freisetzungsanteile bei Unfällen beim Transport radioaktiver Abfälle nach /9/ für verschiedene Belastungsklassen (BK) und Abfallgebindegruppen (AGG)

BK	Nuklidgruppe	AGG 2	AGG 3	AGG 4	AGG 5	AGG 7	AGG 8
BK 7	H-3	$5,4 \cdot 10^{-03}$	$5,4 \cdot 10^{-05}$	$5,4 \cdot 10^{-05}$	$3,2 \cdot 10^{-04}$	$1,6 \cdot 10^{-04}$	$3,0 \cdot 10^{-08}$
	C-14	$5,4 \cdot 10^{-01}$	$5,4 \cdot 10^{-05}$	$5,4 \cdot 10^{-05}$	$3,2 \cdot 10^{-04}$	$1,6 \cdot 10^{-04}$	$3,0 \cdot 10^{-08}$
	Halogene	$5,4 \cdot 10^{-03}$	$5,4 \cdot 10^{-05}$	$5,4 \cdot 10^{-05}$	$3,2 \cdot 10^{-04}$	$1,6 \cdot 10^{-04}$	$3,0 \cdot 10^{-08}$
	Sonstige Radio-nuklide	$5,4 \cdot 10^{-03}$	$5,4 \cdot 10^{-05}$	$5,4 \cdot 10^{-05}$	$3,2 \cdot 10^{-04}$	$1,6 \cdot 10^{-04}$	$3,0 \cdot 10^{-08}$
BK 9	H-3	1	1	1	$5,0 \cdot 10^{-01}$	1	$4,0 \cdot 10^{-03}$
	C-14	1	1	1	$3,1 \cdot 10^{-03}$	1	1
	Halogene	1	1	1	1	1	1
	Sonstige Radio-nuklide	$1,1 \cdot 10^{-02}$	$4,1 \cdot 10^{-03}$	$1,7 \cdot 10^{-03}$	$3,1 \cdot 10^{-03}$	$1,6 \cdot 10^{-03}$	$4,0 \cdot 10^{-03}$

Tabelle 3.3-4: Freisetzungsanteile bei einem fiktiven Flugzeugabsturz auf Betriebs- und Stilllegungsabfälle

Behälter	Nuklidgruppe	mechanische Einwirkung	thermische Einwirkung
Stahlblechcontainer	H-3	$5 \cdot 10^{-01}$	1
	C-14	$5 \cdot 10^{-01}$	1
	Iod	$5 \cdot 10^{-01}$	1
	Sonstige Radionuklide	$5 \cdot 10^{-01}$	$5 \cdot 10^{-01}$
Betoncontainer und Betonbehälter	H-3	$1 \cdot 10^{-02}$	1
	C-14	$1 \cdot 10^{-02}$	1
	Iod	$1 \cdot 10^{-02}$	1
	Sonstige Radionuklide	$1 \cdot 10^{-02}$	$1 \cdot 10^{-02}$
Gussbehälter und Gusscontainer	H-3	0	$4 \cdot 10^{-03}$
	C-14	0	$6 \cdot 10^{-03}$
	Iod	0	$4 \cdot 10^{-02}$
	Sonstige Radionuklide	0	$2 \cdot 10^{-05}$

Tabelle 3.3-5: Freisetzungssanteile für die hier unterschiedenen Behältergruppen (BG) und Abfallgruppen (AG) sowie Einwirkungsklassen (EK)

Behältergruppe	Abfallgruppe	Nuklidgruppe	unfallbedingte Einwirkung	
			EK 1	EK 3
BG 1	AG 5	H-3	$5 \cdot 10^{-01}$	1
		C-14	$5 \cdot 10^{-01}$	1
		Halogene	$5 \cdot 10^{-01}$	1
		Sonstige Radionuklide	$5 \cdot 10^{-01}$	1
	AG 6	H-3	$5 \cdot 10^{-01}$	1
		C-14	$5 \cdot 10^{-01}$	1
		Halogene	$5 \cdot 10^{-01}$	1
		Sonstige Radionuklide	$5 \cdot 10^{-01}$	1
BG 2	AG 1	H-3	$1 \cdot 10^{-02}$	1
		C-14	$1 \cdot 10^{-02}$	1
		Halogene	$1 \cdot 10^{-02}$	1
		Sonstige Radionuklide	$1 \cdot 10^{-02}$	1
	AG 2	H-3	$1 \cdot 10^{-02}$	1
		C-14	$1 \cdot 10^{-02}$	1
		Halogene	$1 \cdot 10^{-02}$	1
		Sonstige Radionuklide	$1 \cdot 10^{-02}$	1
	AG 3	H-3	$1 \cdot 10^{-02}$	1
		C-14	$1 \cdot 10^{-02}$	1
		Halogene	$1 \cdot 10^{-02}$	1
		Sonstige Radionuklide	$1 \cdot 10^{-02}$	1
	AG 4	H-3	$1 \cdot 10^{-02}$	1
		C-14	$1 \cdot 10^{-02}$	1
		Halogene	$1 \cdot 10^{-02}$	1
		Sonstige Radionuklide	$1 \cdot 10^{-03}$	$1 \cdot 10^{-01}$
BG 3	AG 1	H-3	$1 \cdot 10^{-08}$	$4 \cdot 10^{-03}$
		C-14	$1 \cdot 10^{-08}$	$6 \cdot 10^{-03}$
		Halogene	$1 \cdot 10^{-08}$	$4 \cdot 10^{-02}$
		Sonstige Radionuklide	$1 \cdot 10^{-08}$	$2 \cdot 10^{-05}$
	AG 2	H-3	$1 \cdot 10^{-08}$	$4 \cdot 10^{-03}$
		C-14	$1 \cdot 10^{-08}$	$6 \cdot 10^{-03}$
		Halogene	$1 \cdot 10^{-08}$	$4 \cdot 10^{-02}$
		Sonstige Radionuklide	$1 \cdot 10^{-08}$	$2 \cdot 10^{-05}$
	AG 3	H-3	$1 \cdot 10^{-08}$	$4 \cdot 10^{-03}$
		C-14	$1 \cdot 10^{-08}$	$6 \cdot 10^{-03}$
		Halogene	$1 \cdot 10^{-08}$	$4 \cdot 10^{-02}$
		Sonstige Radionuklide	$1 \cdot 10^{-08}$	$2 \cdot 10^{-05}$
	AG 4	H-3	$1 \cdot 10^{-08}$	$4 \cdot 10^{-03}$
		C-14	$1 \cdot 10^{-08}$	$6 \cdot 10^{-03}$
		Halogene	$1 \cdot 10^{-08}$	$4 \cdot 10^{-02}$
		Sonstige Radionuklide	$1 \cdot 10^{-09}$	$2 \cdot 10^{-06}$

Tabelle 3.3-6: Freisetzunganteile aus radioaktiven Abfällen, die nicht den Behältergruppen 1 bis 3 zuzuordnen sind

Abfall	Gesamt-aktivität [Bq]	Nuklidgruppe	Freisetzunganteil	
			mechanische Einwirkung	thermische Einwirkung
Festabfälle	10^{11}	H-3	1	1
		C-14	1	1
		Iod	1	1
		Sonstige Radio-nuklide	1	1
Filterkonzentrate, Filterhilfsmittel und Schlämme	10^{10}	H-3	1	1
		C-14	1	1
		Iod	1	1
		Sonstige Radio-nuklide	1	1

Tabelle 3.4-1: Quellterme für Behälter der Behältergruppe 1 (Stahlblechcontainer und 20'-Container) und die Einwirkungsklassen (EK) 1 und 3 in Bq

Nuklid	Abfallgruppe 5		Abfallgruppe 6	
	EK 1	EK 3	EK 1	EK 3
H-3	-	-	-	-
C-14	$2,3 \cdot 10^{07}$	$4,5 \cdot 10^{07}$	$2,3 \cdot 10^{07}$	$4,5 \cdot 10^{07}$
Mn-54	$1,1 \cdot 10^{08}$	$2,2 \cdot 10^{08}$	$1,1 \cdot 10^{08}$	$2,2 \cdot 10^{08}$
Fe-55	$1,4 \cdot 10^{09}$	$2,7 \cdot 10^{09}$	$1,4 \cdot 10^{09}$	$2,7 \cdot 10^{09}$
Co-58	$4,4 \cdot 10^{07}$	$8,7 \cdot 10^{07}$	$4,4 \cdot 10^{07}$	$8,7 \cdot 10^{07}$
Co-60	$1,5 \cdot 10^{10}$	$3,0 \cdot 10^{10}$	$1,5 \cdot 10^{10}$	$3,0 \cdot 10^{10}$
Ni-63	$3,2 \cdot 10^{09}$	$6,3 \cdot 10^{09}$	$3,2 \cdot 10^{09}$	$6,3 \cdot 10^{09}$
Sr-90	$4,4 \cdot 10^{05}$	$8,7 \cdot 10^{05}$	$4,4 \cdot 10^{05}$	$8,7 \cdot 10^{05}$
Nb-95	$7,0 \cdot 10^{08}$	$1,4 \cdot 10^{09}$	$7,0 \cdot 10^{08}$	$1,4 \cdot 10^{09}$
Zr-95	$2,7 \cdot 10^{08}$	$5,4 \cdot 10^{08}$	$2,7 \cdot 10^{08}$	$5,4 \cdot 10^{08}$
Tc-99	$2,0 \cdot 10^{05}$	$3,9 \cdot 10^{05}$	$2,0 \cdot 10^{05}$	$3,9 \cdot 10^{05}$
Ag-110m	$1,8 \cdot 10^{08}$	$3,6 \cdot 10^{08}$	$1,8 \cdot 10^{08}$	$3,6 \cdot 10^{08}$
I-129	$4,4 \cdot 10^{00}$	$8,7 \cdot 10^{00}$	$4,4 \cdot 10^{00}$	$8,7 \cdot 10^{00}$
Sb-124	$6,5 \cdot 10^{07}$	$1,3 \cdot 10^{08}$	$6,5 \cdot 10^{07}$	$1,3 \cdot 10^{08}$
Sb-125	$7,0 \cdot 10^{08}$	$1,4 \cdot 10^{09}$	$7,0 \cdot 10^{08}$	$1,4 \cdot 10^{09}$
Cs-134	$2,3 \cdot 10^{07}$	$4,5 \cdot 10^{07}$	$2,3 \cdot 10^{07}$	$4,5 \cdot 10^{07}$
Cs-137	$5,5 \cdot 10^{08}$	$1,1 \cdot 10^{09}$	$5,5 \cdot 10^{08}$	$1,1 \cdot 10^{09}$
U-233	$2,3 \cdot 10^{05}$	$4,5 \cdot 10^{05}$	$2,3 \cdot 10^{05}$	$4,5 \cdot 10^{05}$
U-234	$1,8 \cdot 10^{05}$	$3,6 \cdot 10^{05}$	$1,8 \cdot 10^{05}$	$3,6 \cdot 10^{05}$
U-235	$1,8 \cdot 10^{04}$	$3,6 \cdot 10^{04}$	$1,8 \cdot 10^{04}$	$3,6 \cdot 10^{04}$
U-238	$4,4 \cdot 10^{03}$	$8,7 \cdot 10^{03}$	$4,4 \cdot 10^{03}$	$8,7 \cdot 10^{03}$
Pu-238	$2,3 \cdot 10^{05}$	$4,5 \cdot 10^{05}$	$2,3 \cdot 10^{05}$	$4,5 \cdot 10^{05}$
Pu-239	$1,8 \cdot 10^{05}$	$3,6 \cdot 10^{05}$	$1,8 \cdot 10^{05}$	$3,6 \cdot 10^{05}$
Pu-240	$1,5 \cdot 10^{05}$	$3,0 \cdot 10^{05}$	$1,5 \cdot 10^{05}$	$3,0 \cdot 10^{05}$
Pu-241	$3,8 \cdot 10^{07}$	$7,5 \cdot 10^{07}$	$3,8 \cdot 10^{07}$	$7,5 \cdot 10^{07}$
Am-241	$2,3 \cdot 10^{05}$	$4,5 \cdot 10^{05}$	$2,3 \cdot 10^{05}$	$4,5 \cdot 10^{05}$
Cm-242	$1,5 \cdot 10^{05}$	$3,0 \cdot 10^{05}$	$1,5 \cdot 10^{05}$	$3,0 \cdot 10^{05}$
Cm-243	$1,3 \cdot 10^{05}$	$2,6 \cdot 10^{05}$	$1,3 \cdot 10^{05}$	$2,6 \cdot 10^{05}$
Cm-244	$1,3 \cdot 10^{05}$	$2,6 \cdot 10^{05}$	$1,3 \cdot 10^{05}$	$2,6 \cdot 10^{05}$
Summe	$2,2 \cdot 10^{10}$	$4,4 \cdot 10^{10}$	$2,2 \cdot 10^{10}$	$4,4 \cdot 10^{10}$

Tabelle 3.4-2: Quellterme für Behälter der Behältergruppe 2 (Betoncontainer und Betonbehälter), Abfallgruppen 1 und 2, und die Einwirkungsklassen (EK) 1 und 3 in Bq

Nuklid	Abfallgruppe 1		Abfallgruppe 2	
	EK 1	EK 3	EK 1	EK 3
H-3	$5,0 \cdot 10^{06}$	$5,0 \cdot 10^{08}$	$1,1 \cdot 10^{08}$	$1,1 \cdot 10^{10}$
C-14	$7,1 \cdot 10^{06}$	$7,1 \cdot 10^{08}$	$3,3 \cdot 10^{08}$	$3,3 \cdot 10^{10}$
Fe-55	$5,0 \cdot 10^{08}$	$5,0 \cdot 10^{10}$	$2,0 \cdot 10^{09}$	$2,0 \cdot 10^{11}$
Co-60	$2,5 \cdot 10^{09}$	$2,5 \cdot 10^{11}$	$3,3 \cdot 10^{09}$	$3,3 \cdot 10^{11}$
Ni-63	$2,0 \cdot 10^{09}$	$2,0 \cdot 10^{11}$	$2,3 \cdot 10^{09}$	$2,3 \cdot 10^{11}$
Rb-87	$2,8 \cdot 10^{03}$	$2,8 \cdot 10^{05}$	$8,1 \cdot 10^{07}$	$8,1 \cdot 10^{09}$
Sr-89	$2,1 \cdot 10^{06}$	$2,1 \cdot 10^{08}$	$1,6 \cdot 10^{05}$	$1,6 \cdot 10^{07}$
Sr-90	$2,1 \cdot 10^{07}$	$2,1 \cdot 10^{09}$	$1,6 \cdot 10^{06}$	$1,6 \cdot 10^{08}$
Ag-108m	$7,1 \cdot 10^{05}$	$7,1 \cdot 10^{07}$	$8,1 \cdot 10^{05}$	$8,1 \cdot 10^{07}$
I-129	$7,1 \cdot 10^{02}$	$7,1 \cdot 10^{04}$	$1,6 \cdot 10^{03}$	$1,6 \cdot 10^{05}$
Cs-134	$2,5 \cdot 10^{08}$	$2,5 \cdot 10^{10}$	$1,6 \cdot 10^{07}$	$1,6 \cdot 10^{09}$
Cs-137	$1,8 \cdot 10^{09}$	$1,8 \cdot 10^{11}$	$2,4 \cdot 10^{08}$	$2,4 \cdot 10^{10}$
U-233	$5,0 \cdot 10^{02}$	$5,0 \cdot 10^{04}$	$3,3 \cdot 10^{03}$	$3,3 \cdot 10^{05}$
U-234	$5,0 \cdot 10^{02}$	$5,0 \cdot 10^{04}$	$3,3 \cdot 10^{03}$	$3,3 \cdot 10^{05}$
U-235	$5,0 \cdot 10^{02}$	$5,0 \cdot 10^{04}$	$3,3 \cdot 10^{03}$	$3,3 \cdot 10^{05}$
U-238	$5,0 \cdot 10^{02}$	$5,0 \cdot 10^{04}$	$3,3 \cdot 10^{03}$	$3,3 \cdot 10^{05}$
Pu-238	$5,0 \cdot 10^{04}$	$5,0 \cdot 10^{06}$	$1,6 \cdot 10^{05}$	$1,6 \cdot 10^{07}$
Pu-239	$5,0 \cdot 10^{04}$	$5,0 \cdot 10^{06}$	$1,6 \cdot 10^{05}$	$1,6 \cdot 10^{07}$
Pu-240	$5,0 \cdot 10^{04}$	$5,0 \cdot 10^{06}$	$1,6 \cdot 10^{05}$	$1,6 \cdot 10^{07}$
Pu-241	$5,0 \cdot 10^{06}$	$5,0 \cdot 10^{08}$	$3,3 \cdot 10^{07}$	$3,3 \cdot 10^{09}$
Am-241	$5,0 \cdot 10^{04}$	$5,0 \cdot 10^{06}$	$9,8 \cdot 10^{04}$	$9,8 \cdot 10^{06}$
Cm-242	$2,8 \cdot 10^{03}$	$2,8 \cdot 10^{05}$	$6,5 \cdot 10^{03}$	$6,5 \cdot 10^{05}$
Cm-243	$5,0 \cdot 10^{04}$	$5,0 \cdot 10^{06}$	$3,3 \cdot 10^{04}$	$3,3 \cdot 10^{06}$
Cm-244	$5,0 \cdot 10^{04}$	$5,0 \cdot 10^{06}$	$3,3 \cdot 10^{04}$	$3,3 \cdot 10^{06}$
Summe	$7,1 \cdot 10^{09}$	$7,1 \cdot 10^{11}$	$8,4 \cdot 10^{09}$	$8,4 \cdot 10^{11}$

Tabelle 3.4-3: Quellterme für Behälter der Behältergruppe 2 (Betoncontainer und Betonbehälter), Abfallgruppen 3 und 4, und die Einwirkungsklassen (EK) 1 und 3 in Bq

Nuklid	Abfallgruppe 3		Abfallgruppe 4	
	EK 1	EK 3	EK 1	EK 3
H-3	$8,1 \cdot 10^{07}$	$8,1 \cdot 10^{09}$	-	-
C-14	$3,3 \cdot 10^{08}$	$3,3 \cdot 10^{10}$	$5,1 \cdot 10^{06}$	$5,1 \cdot 10^{08}$
Mn-54	-	-	$2,6 \cdot 10^{06}$	$2,6 \cdot 10^{08}$
Fe-55	$2,0 \cdot 10^{09}$	$2,0 \cdot 10^{11}$	$3,2 \cdot 10^{07}$	$3,2 \cdot 10^{09}$
Co-58	-	-	$1,0 \cdot 10^{06}$	$1,0 \cdot 10^{08}$
Co-60	$3,3 \cdot 10^{09}$	$3,3 \cdot 10^{11}$	$3,5 \cdot 10^{08}$	$3,5 \cdot 10^{10}$
Ni-63	$2,3 \cdot 10^{09}$	$2,3 \cdot 10^{11}$	$7,2 \cdot 10^{07}$	$7,2 \cdot 10^{09}$
Rb-87	$8,1 \cdot 10^{07}$	$8,1 \cdot 10^{09}$	-	-
Sr-89	$1,6 \cdot 10^{05}$	$1,6 \cdot 10^{07}$	-	-
Sr-90	$1,6 \cdot 10^{06}$	$1,6 \cdot 10^{08}$	$1,0 \cdot 10^{04}$	$1,0 \cdot 10^{06}$
Nb-95	-	-	$1,6 \cdot 10^{07}$	$1,6 \cdot 10^{09}$
Zr-95	-	-	$6,2 \cdot 10^{06}$	$6,2 \cdot 10^{08}$
Tc-99	-	-	$4,6 \cdot 10^{03}$	$4,6 \cdot 10^{05}$
Ag-108m	$8,1 \cdot 10^{05}$	$8,1 \cdot 10^{07}$	-	-
Ag-110m	-	-	$4,1 \cdot 10^{06}$	$4,1 \cdot 10^{08}$
I-129	$1,6 \cdot 10^{03}$	$1,6 \cdot 10^{05}$	$1,0 \cdot 10^{00}$	$1,0 \cdot 10^{02}$
Sb-124	-	-	$1,5 \cdot 10^{06}$	$1,5 \cdot 10^{08}$
Sb-125	-	-	$1,6 \cdot 10^{07}$	$1,6 \cdot 10^{09}$
Cs-134	$1,6 \cdot 10^{07}$	$1,6 \cdot 10^{09}$	$5,1 \cdot 10^{05}$	$5,1 \cdot 10^{07}$
Cs-137	$2,4 \cdot 10^{08}$	$2,4 \cdot 10^{10}$	$1,2 \cdot 10^{07}$	$1,2 \cdot 10^{09}$
U-233	$3,3 \cdot 10^{03}$	$3,3 \cdot 10^{05}$	$5,1 \cdot 10^{03}$	$5,1 \cdot 10^{05}$
U-234	$3,3 \cdot 10^{03}$	$3,3 \cdot 10^{05}$	$4,1 \cdot 10^{03}$	$4,1 \cdot 10^{05}$
U-235	$3,3 \cdot 10^{03}$	$3,3 \cdot 10^{05}$	$4,1 \cdot 10^{02}$	$4,1 \cdot 10^{04}$
U-238	$3,3 \cdot 10^{03}$	$3,3 \cdot 10^{05}$	$1,0 \cdot 10^{02}$	$1,0 \cdot 10^{04}$
Pu-238	$1,6 \cdot 10^{05}$	$1,6 \cdot 10^{07}$	$5,1 \cdot 10^{03}$	$5,1 \cdot 10^{05}$
Pu-239	$1,6 \cdot 10^{05}$	$1,6 \cdot 10^{07}$	$4,1 \cdot 10^{03}$	$4,1 \cdot 10^{05}$
Pu-240	$1,6 \cdot 10^{05}$	$1,6 \cdot 10^{07}$	$3,6 \cdot 10^{03}$	$3,6 \cdot 10^{05}$
Pu-241	$3,3 \cdot 10^{07}$	$3,3 \cdot 10^{09}$	$8,8 \cdot 10^{05}$	$8,8 \cdot 10^{07}$
Am-241	$9,8 \cdot 10^{04}$	$9,8 \cdot 10^{06}$	$5,1 \cdot 10^{03}$	$5,1 \cdot 10^{05}$
Cm-242	$6,5 \cdot 10^{03}$	$6,5 \cdot 10^{05}$	$3,6 \cdot 10^{03}$	$3,6 \cdot 10^{05}$
Cm-243	$3,3 \cdot 10^{04}$	$3,3 \cdot 10^{06}$	$3,1 \cdot 10^{03}$	$3,1 \cdot 10^{05}$
Cm-244	$3,3 \cdot 10^{04}$	$3,3 \cdot 10^{06}$	$3,1 \cdot 10^{03}$	$3,1 \cdot 10^{05}$
Summe	$8,4 \cdot 10^{09}$	$8,4 \cdot 10^{11}$	$5,2 \cdot 10^{08}$	$5,2 \cdot 10^{10}$

Tabelle 3.4-4: Quellterme für Behälter der Behältergruppe 3 (Gusscontainer und Gussbehälter), Abfallgruppen 1 und 2, und die Einwirkungsklassen (EK) 1 und 3 in Bq

Nuklid	Abfallgruppe 1		Abfallgruppe 2	
	EK 1	EK 3	EK 1	EK 3
H-3	$1,3 \cdot 10^{04}$	$5,2 \cdot 10^{09}$	$1,8 \cdot 10^{04}$	$7,2 \cdot 10^{09}$
C-14	$5,0 \cdot 10^{04}$	$3,0 \cdot 10^{10}$	$5,0 \cdot 10^{04}$	$3,0 \cdot 10^{10}$
Fe-55	$3,0 \cdot 10^{05}$	$6,0 \cdot 10^{08}$	$3,0 \cdot 10^{05}$	$6,0 \cdot 10^{08}$
Co-60	$5,0 \cdot 10^{05}$	$1,0 \cdot 10^{09}$	$5,0 \cdot 10^{05}$	$1,0 \cdot 10^{09}$
Ni-63	$3,5 \cdot 10^{05}$	$7,0 \cdot 10^{08}$	$3,5 \cdot 10^{05}$	$7,0 \cdot 10^{08}$
Rb-87	$1,3 \cdot 10^{04}$	$2,6 \cdot 10^{07}$	$1,3 \cdot 10^{04}$	$2,6 \cdot 10^{07}$
Sr-89	$2,5 \cdot 10^{01}$	$5,0 \cdot 10^{04}$	$2,5 \cdot 10^{01}$	$5,0 \cdot 10^{04}$
Sr-90	$2,5 \cdot 10^{02}$	$5,0 \cdot 10^{05}$	$2,5 \cdot 10^{02}$	$5,0 \cdot 10^{05}$
Ag-108m	$1,3 \cdot 10^{02}$	$2,6 \cdot 10^{05}$	$1,3 \cdot 10^{02}$	$2,6 \cdot 10^{05}$
I-129	$2,5 \cdot 10^{-01}$	$1,0 \cdot 10^{06}$	$2,5 \cdot 10^{-01}$	$1,0 \cdot 10^{06}$
Cs-134	$2,5 \cdot 10^{03}$	$5,0 \cdot 10^{06}$	$2,5 \cdot 10^{03}$	$5,0 \cdot 10^{06}$
Cs-137	$3,8 \cdot 10^{04}$	$7,6 \cdot 10^{07}$	$3,8 \cdot 10^{04}$	$7,6 \cdot 10^{07}$
U-233	$5,0 \cdot 10^{-01}$	$1,0 \cdot 10^{03}$	$5,0 \cdot 10^{-01}$	$1,0 \cdot 10^{03}$
U-234	$5,0 \cdot 10^{-01}$	$1,0 \cdot 10^{03}$	$5,0 \cdot 10^{-01}$	$1,0 \cdot 10^{03}$
U-235	$5,0 \cdot 10^{-01}$	$1,0 \cdot 10^{03}$	$5,0 \cdot 10^{-01}$	$1,0 \cdot 10^{03}$
U-238	$5,0 \cdot 10^{-01}$	$1,0 \cdot 10^{03}$	$5,0 \cdot 10^{-01}$	$1,0 \cdot 10^{03}$
Pu-238	$2,5 \cdot 10^{01}$	$5,0 \cdot 10^{04}$	$2,5 \cdot 10^{01}$	$5,0 \cdot 10^{04}$
Pu-239	$2,5 \cdot 10^{01}$	$5,0 \cdot 10^{04}$	$2,5 \cdot 10^{01}$	$5,0 \cdot 10^{04}$
Pu-240	$2,5 \cdot 10^{01}$	$5,0 \cdot 10^{04}$	$2,5 \cdot 10^{01}$	$5,0 \cdot 10^{04}$
Pu-241	$5,0 \cdot 10^{03}$	$1,0 \cdot 10^{07}$	$5,0 \cdot 10^{03}$	$1,0 \cdot 10^{07}$
Am-241	$1,5 \cdot 10^{01}$	$3,0 \cdot 10^{04}$	$1,5 \cdot 10^{01}$	$3,0 \cdot 10^{04}$
Cm-242	$1,0 \cdot 10^{00}$	$2,0 \cdot 10^{03}$	$1,0 \cdot 10^{00}$	$2,0 \cdot 10^{03}$
Cm-243	$5,0 \cdot 10^{00}$	$1,0 \cdot 10^{04}$	$5,0 \cdot 10^{00}$	$1,0 \cdot 10^{04}$
Cm-244	$5,0 \cdot 10^{00}$	$1,0 \cdot 10^{04}$	$5,0 \cdot 10^{00}$	$1,0 \cdot 10^{04}$
Summe	$1,3 \cdot 10^{06}$	$3,8 \cdot 10^{10}$	$1,3 \cdot 10^{06}$	$4,0 \cdot 10^{10}$

Tabelle 3.4-5: Quellterme für Behälter der Behältergruppe 3 (Gusscontainer und Gussbehälter), Abfallgruppen 3 und 4, und die Einwirkungsklassen (EK) 1 und 3 in Bq

Nuklid	Abfallgruppe 3		Abfallgruppe 4	
	EK 1	EK 3	EK 1	EK 3
H-3	$1,0 \cdot 10^{03}$	$4,0 \cdot 10^{08}$	-	-
C-14	$1,4 \cdot 10^{03}$	$8,4 \cdot 10^{08}$	$7,4 \cdot 10^{02}$	$4,4 \cdot 10^{08}$
Mn-54	-	-	$3,7 \cdot 10^{02}$	$7,4 \cdot 10^{05}$
Fe-55	$1,0 \cdot 10^{05}$	$2,0 \cdot 10^{08}$	$4,6 \cdot 10^{03}$	$9,2 \cdot 10^{06}$
Co-58	-	-	$1,5 \cdot 10^{02}$	$3,0 \cdot 10^{05}$
Co-60	$5,0 \cdot 10^{05}$	$1,0 \cdot 10^{09}$	$5,0 \cdot 10^{04}$	$1,0 \cdot 10^{08}$
Ni-63	$4,0 \cdot 10^{05}$	$8,0 \cdot 10^{08}$	$1,0 \cdot 10^{04}$	$2,0 \cdot 10^{07}$
Rb-87	$5,7 \cdot 10^{-01}$	$1,1 \cdot 10^{03}$	-	-
Sr-89	$4,3 \cdot 10^{02}$	$8,6 \cdot 10^{05}$	-	-
Sr-90	$4,3 \cdot 10^{03}$	$8,6 \cdot 10^{06}$	$1,5 \cdot 10^{00}$	$3,0 \cdot 10^{03}$
Nb-95	-	-	$2,3 \cdot 10^{03}$	$4,6 \cdot 10^{06}$
Zr-95	-	-	$8,8 \cdot 10^{02}$	$1,8 \cdot 10^{06}$
Tc-99	-	-	$6,6 \cdot 10^{-01}$	$1,3 \cdot 10^{03}$
Ag-108m	$1,4 \cdot 10^{02}$	$2,8 \cdot 10^{05}$	-	-
Ag-110m	-	-	$5,9 \cdot 10^{02}$	$1,2 \cdot 10^{06}$
I-129	$1,4 \cdot 10^{-01}$	$5,6 \cdot 10^{05}$	$1,5 \cdot 10^{-04}$	$6,0 \cdot 10^{02}$
Sb-124	-	-	$2,2 \cdot 10^{02}$	$4,4 \cdot 10^{05}$
Sb-125	-	-	$2,4 \cdot 10^{03}$	$4,8 \cdot 10^{06}$
Cs-134	$5,0 \cdot 10^{04}$	$1,0 \cdot 10^{08}$	$7,4 \cdot 10^{01}$	$1,5 \cdot 10^{05}$
Cs-137	$3,6 \cdot 10^{05}$	$7,2 \cdot 10^{08}$	$1,8 \cdot 10^{03}$	$3,6 \cdot 10^{06}$
U-233	$1,0 \cdot 10^{-01}$	$2,0 \cdot 10^{02}$	$7,4 \cdot 10^{-01}$	$1,5 \cdot 10^{03}$
U-234	$1,0 \cdot 10^{-01}$	$2,0 \cdot 10^{02}$	$5,9 \cdot 10^{-01}$	$1,2 \cdot 10^{03}$
U-235	$1,0 \cdot 10^{-01}$	$2,0 \cdot 10^{02}$	$5,9 \cdot 10^{-02}$	$1,2 \cdot 10^{02}$
U-238	$1,0 \cdot 10^{-01}$	$2,0 \cdot 10^{02}$	$1,5 \cdot 10^{-02}$	$3,0 \cdot 10^{01}$
Pu-238	$1,0 \cdot 10^{01}$	$2,0 \cdot 10^{04}$	$7,4 \cdot 10^{-01}$	$1,5 \cdot 10^{03}$
Pu-239	$1,0 \cdot 10^{01}$	$2,0 \cdot 10^{04}$	$5,9 \cdot 10^{-01}$	$1,2 \cdot 10^{03}$
Pu-240	$1,0 \cdot 10^{01}$	$2,0 \cdot 10^{04}$	$5,1 \cdot 10^{-01}$	$1,0 \cdot 10^{03}$
Pu-241	$1,0 \cdot 10^{03}$	$2,0 \cdot 10^{06}$	$1,3 \cdot 10^{02}$	$2,6 \cdot 10^{05}$
Am-241	$1,0 \cdot 10^{01}$	$2,0 \cdot 10^{04}$	$7,4 \cdot 10^{-01}$	$1,5 \cdot 10^{03}$
Cm-242	$5,7 \cdot 10^{-01}$	$1,1 \cdot 10^{03}$	$5,1 \cdot 10^{-01}$	$1,0 \cdot 10^{03}$
Cm-243	$1,0 \cdot 10^{01}$	$2,0 \cdot 10^{04}$	$4,4 \cdot 10^{-01}$	$8,8 \cdot 10^{02}$
Cm-244	$1,0 \cdot 10^{01}$	$2,0 \cdot 10^{04}$	$4,4 \cdot 10^{-01}$	$8,8 \cdot 10^{02}$
Summe	$1,4 \cdot 10^{06}$	$4,1 \cdot 10^{09}$	$7,4 \cdot 10^{04}$	$5,9 \cdot 10^{08}$

Tabelle 3.4-6: Abdeckende Quellterme für die drei Behältergruppen in Bq

Nuklid	BG 1 Stahlblechcontainer 20'-Container	BG 2 Betoncontainer Betonbehälter	BG 3 Gusscontainer Gussbehälter
H-3	-	$8,1 \cdot 10^9$	$4,0 \cdot 10^{08}$
C-14	$4,5 \cdot 10^{07}$	$3,3 \cdot 10^{10}$	$8,4 \cdot 10^{08}$
Mn-54	$2,2 \cdot 10^{08}$	-	-
Fe-55	$2,7 \cdot 10^{09}$	$2,0 \cdot 10^{11}$	$2,0 \cdot 10^{08}$
Co-58	$8,7 \cdot 10^{07}$	-	-
Co-60	$3,0 \cdot 10^{10}$	$3,3 \cdot 10^{11}$	$1,0 \cdot 10^{09}$
Ni-63	$6,3 \cdot 10^{09}$	$2,3 \cdot 10^{11}$	$8,0 \cdot 10^{08}$
Rb-87	-	$8,1 \cdot 10^{09}$	$1,1 \cdot 10^{03}$
Sr-89	-	$1,6 \cdot 10^{07}$	$8,6 \cdot 10^{05}$
Sr-90	$8,7 \cdot 10^{05}$	$1,6 \cdot 10^{08}$	$8,6 \cdot 10^{06}$
Nb-95	$1,4 \cdot 10^{09}$	-	-
Zr-95	$5,4 \cdot 10^{08}$	-	-
Tc-99	$3,9 \cdot 10^{05}$	-	-
Ag-108m	-	$8,1 \cdot 10^{07}$	$2,8 \cdot 10^{05}$
Ag-110m	$3,6 \cdot 10^{08}$	-	-
I-129	$8,7 \cdot 10^{00}$	$1,6 \cdot 10^{05}$	$5,6 \cdot 10^{05}$
Sb-124	$1,3 \cdot 10^{08}$	-	-
Sb-125	$1,4 \cdot 10^{09}$	-	-
Cs-134	$4,5 \cdot 10^{07}$	$1,6 \cdot 10^{09}$	$1,0 \cdot 10^{08}$
Cs-137	$1,1 \cdot 10^{09}$	$2,4 \cdot 10^{10}$	$7,2 \cdot 10^{08}$
U-233	$4,5 \cdot 10^{05}$	$3,3 \cdot 10^{05}$	$2,0 \cdot 10^{02}$
U-234	$3,6 \cdot 10^{05}$	$3,3 \cdot 10^{05}$	$2,0 \cdot 10^{02}$
U-235	$3,6 \cdot 10^{04}$	$3,3 \cdot 10^{05}$	$2,0 \cdot 10^{02}$
U-238	$8,7 \cdot 10^{03}$	$3,3 \cdot 10^{05}$	$2,0 \cdot 10^{02}$
Pu-238	$4,5 \cdot 10^{05}$	$1,6 \cdot 10^{07}$	$2,0 \cdot 10^{04}$
Pu-239	$3,6 \cdot 10^{05}$	$1,6 \cdot 10^{07}$	$2,0 \cdot 10^{04}$
Pu-240	$3,0 \cdot 10^{05}$	$1,6 \cdot 10^{07}$	$2,0 \cdot 10^{04}$
Pu-241	$7,5 \cdot 10^{07}$	$3,3 \cdot 10^{09}$	$2,0 \cdot 10^{06}$
Am-241	$4,5 \cdot 10^{05}$	$9,8 \cdot 10^{06}$	$2,0 \cdot 10^{04}$
Cm-242	$3,0 \cdot 10^{05}$	$6,5 \cdot 10^{05}$	$1,1 \cdot 10^{03}$
Cm-243	$2,6 \cdot 10^{05}$	$3,3 \cdot 10^{06}$	$2,0 \cdot 10^{04}$
Cm-244	$2,6 \cdot 10^{05}$	$3,3 \cdot 10^{06}$	$2,0 \cdot 10^{04}$
Summe	$4,4 \cdot 10^{10}$	$8,4 \cdot 10^{11}$	$4,1 \cdot 10^{09}$

Tabelle 3.4-7: Quellterme für gleichzeitige Betroffenheit der Lagermenge des Anfalls radioaktiver Betriebsabfälle aus 10 Betriebsjahren in Lagerbehältern, für die Einwirkungsklassen (EK) 1 und 3, in Bq

Nuklid	DWR		SWR	
	EK 1	EK 3	EK 1	EK 3
H-3	$5,4 \cdot 10^{09}$	$5,4 \cdot 10^{11}$	$6,5 \cdot 10^{09}$	$6,5 \cdot 10^{11}$
C-14	$1,7 \cdot 10^{10}$	$1,7 \cdot 10^{12}$	$2,1 \cdot 10^{10}$	$2,1 \cdot 10^{12}$
Mn-54	$1,9 \cdot 10^{09}$	$1,7 \cdot 10^{10}$	$3,1 \cdot 10^{09}$	$4,5 \cdot 10^{10}$
Fe-55	$1,3 \cdot 10^{11}$	$1,1 \cdot 10^{13}$	$1,8 \cdot 10^{11}$	$1,4 \cdot 10^{13}$
Co-58	$7,8 \cdot 10^{08}$	$6,5 \cdot 10^{09}$	$1,3 \cdot 10^{09}$	$1,7 \cdot 10^{10}$
Co-60	$4,6 \cdot 10^{11}$	$2,1 \cdot 10^{13}$	$7,1 \cdot 10^{11}$	$3,5 \cdot 10^{13}$
Ni-63	$1,9 \cdot 10^{11}$	$1,4 \cdot 10^{13}$	$3,0 \cdot 10^{11}$	$2,2 \cdot 10^{13}$
Rb-87	$4,1 \cdot 10^{09}$	$4,1 \cdot 10^{11}$	$4,9 \cdot 10^{09}$	$4,9 \cdot 10^{11}$
Sr-89	$2,9 \cdot 10^{07}$	$2,9 \cdot 10^{09}$	$8,3 \cdot 10^{07}$	$8,3 \cdot 10^{09}$
Sr-90	$3,0 \cdot 10^{08}$	$2,9 \cdot 10^{10}$	$8,4 \cdot 10^{08}$	$8,3 \cdot 10^{10}$
Nb-95	$1,2 \cdot 10^{10}$	$1,0 \cdot 10^{11}$	$2,0 \cdot 10^{10}$	$2,7 \cdot 10^{11}$
Zr-95	$4,8 \cdot 10^{09}$	$4,0 \cdot 10^{10}$	$7,7 \cdot 10^{09}$	$1,1 \cdot 10^{11}$
Tc-99	$3,5 \cdot 10^{06}$	$3,0 \cdot 10^{07}$	$5,7 \cdot 10^{06}$	$7,9 \cdot 10^{07}$
Ag-108m	$4,8 \cdot 10^{07}$	$4,8 \cdot 10^{09}$	$7,3 \cdot 10^{07}$	$7,3 \cdot 10^{09}$
Ag-110m	$3,2 \cdot 10^{09}$	$2,6 \cdot 10^{10}$	$5,1 \cdot 10^{09}$	$7,1 \cdot 10^{10}$
I-129	$8,7 \cdot 10^{04}$	$8,7 \cdot 10^{06}$	$1,2 \cdot 10^{05}$	$1,2 \cdot 10^{07}$
Sb-124	$1,2 \cdot 10^{09}$	$9,7 \cdot 10^{09}$	$1,9 \cdot 10^{09}$	$2,6 \cdot 10^{10}$
Sb-125	$1,3 \cdot 10^{10}$	$1,0 \cdot 10^{11}$	$2,0 \cdot 10^{10}$	$2,8 \cdot 10^{11}$
Cs-134	$3,7 \cdot 10^{09}$	$3,3 \cdot 10^{11}$	$1,0 \cdot 10^{10}$	$9,8 \cdot 10^{11}$
Cs-137	$3,9 \cdot 10^{10}$	$3,1 \cdot 10^{12}$	$9,2 \cdot 10^{10}$	$7,9 \cdot 10^{12}$
U-233	$4,2 \cdot 10^{06}$	$5,0 \cdot 10^{07}$	$6,7 \cdot 10^{06}$	$1,1 \cdot 10^{08}$
U-234	$3,3 \cdot 10^{06}$	$4,3 \cdot 10^{07}$	$5,3 \cdot 10^{06}$	$9,2 \cdot 10^{07}$
U-235	$4,9 \cdot 10^{05}$	$2,0 \cdot 10^{07}$	$7,3 \cdot 10^{05}$	$2,9 \cdot 10^{07}$
U-238	$2,5 \cdot 10^{05}$	$1,8 \cdot 10^{07}$	$3,4 \cdot 10^{05}$	$2,3 \cdot 10^{07}$
Pu-238	$1,3 \cdot 10^{07}$	$8,8 \cdot 10^{08}$	$1,8 \cdot 10^{07}$	$1,2 \cdot 10^{09}$
Pu-239	$1,2 \cdot 10^{07}$	$8,8 \cdot 10^{08}$	$1,6 \cdot 10^{07}$	$1,2 \cdot 10^{09}$
Pu-240	$1,1 \cdot 10^{07}$	$8,7 \cdot 10^{08}$	$1,6 \cdot 10^{07}$	$1,2 \cdot 10^{09}$
Pu-241	$2,4 \cdot 10^{09}$	$1,8 \cdot 10^{11}$	$3,2 \cdot 10^{09}$	$2,3 \cdot 10^{11}$
Am-241	$9,5 \cdot 10^{06}$	$5,7 \cdot 10^{08}$	$1,4 \cdot 10^{07}$	$8,5 \cdot 10^{08}$
Cm-242	$3,0 \cdot 10^{06}$	$5,8 \cdot 10^{07}$	$4,8 \cdot 10^{06}$	$1,1 \cdot 10^{08}$
Cm-243	$4,5 \cdot 10^{06}$	$2,3 \cdot 10^{08}$	$7,4 \cdot 10^{06}$	$4,3 \cdot 10^{08}$
Cm-244	$4,5 \cdot 10^{06}$	$2,3 \cdot 10^{08}$	$7,4 \cdot 10^{06}$	$4,3 \cdot 10^{08}$
Summe	$8,9 \cdot 10^{11}$	$5,2 \cdot 10^{13}$	$1,4 \cdot 10^{12}$	$8,4 \cdot 10^{13}$

Tabelle 3.4-8: Quellterme für nicht in Behältern der Behältergruppen 1 bis 3 aufbewahrte radioaktive Abfälle – Festabfälle und Filterkonzentrate etc., für die Einwirkungsklassen (EK) 1 und 3 in Bq

Nuklid	Festabfälle	Filterkonzentrate etc.	
	EK 1/3	EK 1	EK 3
H-3	-	$7,0 \cdot 10^{05}$	$7,0 \cdot 10^{06}$
C-14	$1,0 \cdot 10^{08}$	$1,0 \cdot 10^{06}$	$1,0 \cdot 10^{07}$
Mn-54	$4,9 \cdot 10^{08}$	-	-
Fe-55	$6,2 \cdot 10^{09}$	$7,0 \cdot 10^{06}$	$7,0 \cdot 10^{08}$
Co-58	$2,0 \cdot 10^{08}$	-	-
Co-60	$6,8 \cdot 10^{10}$	$3,5 \cdot 10^{07}$	$3,5 \cdot 10^{09}$
Ni-63	$1,4 \cdot 10^{10}$	$2,8 \cdot 10^{07}$	$2,8 \cdot 10^{09}$
Rb-87	-	$3,9 \cdot 10^{01}$	$3,9 \cdot 10^{03}$
Sr-89	-	$3,0 \cdot 10^{04}$	$3,0 \cdot 10^{06}$
Sr-90	$2,0 \cdot 10^{06}$	$3,0 \cdot 10^{05}$	$3,0 \cdot 10^{07}$
Nb-95	$3,0 \cdot 10^{09}$	-	-
Zr-95	$1,2 \cdot 10^{09}$	-	-
Tc-99	$9,0 \cdot 10^{05}$	-	-
Ag-108m	-	$1,0 \cdot 10^{04}$	$1,0 \cdot 10^{06}$
Ag-110m	$7,9 \cdot 10^{08}$	-	-
I-129	$2,0 \cdot 10^{01}$	$1,0 \cdot 10^{01}$	$1,0 \cdot 10^{03}$
Sb-124	$3,0 \cdot 10^{08}$	-	-
Sb-125	$3,3 \cdot 10^{09}$	-	-
Cs-134	$1,0 \cdot 10^{08}$	$3,5 \cdot 10^{06}$	$3,5 \cdot 10^{08}$
Cs-137	$2,4 \cdot 10^{09}$	$2,5 \cdot 10^{07}$	$2,5 \cdot 10^{09}$
U-233	$1,0 \cdot 10^{06}$	$7,0 \cdot 10^{00}$	$7,0 \cdot 10^{02}$
U-234	$7,9 \cdot 10^{05}$	$7,0 \cdot 10^{00}$	$7,0 \cdot 10^{02}$
U-235	$7,9 \cdot 10^{04}$	$7,0 \cdot 10^{00}$	$7,0 \cdot 10^{02}$
U-238	$2,0 \cdot 10^{04}$	$7,0 \cdot 10^{00}$	$7,0 \cdot 10^{02}$
Pu-238	$1,0 \cdot 10^{06}$	$7,0 \cdot 10^{02}$	$7,0 \cdot 10^{04}$
Pu-239	$7,9 \cdot 10^{05}$	$7,0 \cdot 10^{02}$	$7,0 \cdot 10^{04}$
Pu-240	$7,1 \cdot 10^{05}$	$7,0 \cdot 10^{02}$	$7,0 \cdot 10^{04}$
Pu-241	$1,7 \cdot 10^{08}$	$7,0 \cdot 10^{04}$	$7,0 \cdot 10^{06}$
Am-241	$1,0 \cdot 10^{06}$	$7,0 \cdot 10^{02}$	$7,0 \cdot 10^{04}$
Cm-242	$7,1 \cdot 10^{05}$	$3,9 \cdot 10^{01}$	$3,9 \cdot 10^{03}$
Cm-243	$6,0 \cdot 10^{05}$	$7,0 \cdot 10^{02}$	$7,0 \cdot 10^{04}$
Cm-244	$6,0 \cdot 10^{05}$	$7,0 \cdot 10^{02}$	$7,0 \cdot 10^{04}$
Summe	$1,0 \cdot 10^{11}$	$1,0 \cdot 10^{08}$	$1,0 \cdot 10^{10}$

Tabelle 5-1: Eingreifrichtwerte für die Entscheidung über Katastrophenschutzmaßnahmen gemäß den Rahmenempfehlungen /16/

Maßnahme	Eingreifrichtwerte		
	Organdosis Schild-drüse	Effektive Dosis	Integrationszeiten und Expositionspfade
kurzfristig			
Aufenthalt im Gebäude		10 mSv	Äußere Exposition in 7 Tagen und effektive Folgedosis durch in diesem Zeitraum inhalierte Radionuklide
Verabreichung von Jodtabletten	50 mSv (Kinder/Jugendliche < 18 Jahre sowie Schwangere) 250 mSv (Erwachsene 18 bis 45 Jahre)		Organ-Folgedosis durch im Zeitraum von 7 Tagen inhaliertes radioaktives Jod
Evakuierung		100 mSv	Äußere Exposition in 7 Tagen und effektive Folgedosis durch in diesem Zeitraum inhalierte Radionuklide
mittel- und langfristig			
temporäre Umsiedlung		30 mSv	Äußere Exposition in 1 Monat
langfristige Umsiedlung		100 mSv	Äußere Exposition in 1 Jahr durch abgelagerte Radionuklide

Tabelle 5.3-1: Maßnahmen beim Quellterm BE-Lagerbecken (SWR), nur Edelgasfreisetzung

Meteorologie	Betroffene Zone	Zentral-Zone	Mittel-Zone	Außen-Zone	Fern-Zone
niedrige Windgeschwindigkeit ohne Niederschlag 1 m/s, Kat. D	A - -	-	-	-	-
labile Ausbreitungssituation ohne Niederschlag 2 m/s, Kat. A	- - -	-	-	-	-
stabile Ausbreitungssituation mit Niederschlag 1 m/s, Kat. F	A - -	-	-	-	-
mittlere Windgeschwindigkeit ohne Niederschlag 3 m/s, Kat. D,	- - -	-	-	-	-

Tabelle 5.3-2: Maßnahmen beim Quellterm BE-Lagerbecken (SWR), mit Freisetzung weiterer Nuklide (Reduktionsfaktor)

Meteorologie	Betroffene Zone	Zentral-Zone	Mittel-Zone	Außen-Zone	Fern-Zone
niedrige Windgeschwindigkeit mit Niederschlag 1 m/s, Kat. D, 5 mm/h	A JKS, JEW E	A - -	-	-	-
niedrige Windgeschwindigkeit ohne Niederschlag 1 m/s, Kat. D, 0 mm/h	A JKS, JEW E	A JKS -	A	-	-
labile Ausbreitungssituation ohne Niederschlag 2 m/s, Kat. A, 0 mm/h	A JKS, JEW E	A - -	-	-	-
stabile Ausbreitungssituation mit Niederschlag 1 m/s, Kat. F, 1 mm/h	A JKS, JEW E	A JKS E	- - -	-	-
mittlere Windgeschwindigkeit mit Niederschlag 3 m/s, Kat. D, 0,5 mm/h	A JKS, JEW E	A - -	-	-	-
mittlere Windgeschwindigkeit ohne Niederschlag 3 m/s, Kat. D, 0 mm/h	A JKS, JEW E	A JKS -	-	-	-

Maßnahmen: A: Aufenthalt im Gebäude, JKS: Jodtabletten an Kinder, Jugendliche und Schwangere, JEW: Jodtabletten an Erwachsene, E: Evakuierung

Tabelle 5.3-3: Maßnahmen beim Quellterm Mischbettfilter Kühlmittelreinigung TC (DWR)

Meteorologie	Betroffene Zone	Zentral-Zone	Mittel-Zone	Außen-Zone	Fern-Zone
niedrige Windgeschwindigkeit mit Niederschlag 1 m/s, Kat. D, 5 mm/h	A - -	- - -	- - -	- - -	-
niedrige Windgeschwindigkeit ohne Niederschlag 1 m/s, Kat. D, 0 mm/h	A - -	- - -	- - -	- - -	-
labile Ausbreitungssituation ohne Niederschlag 2 m/s, Kat. A, 0 mm/h	- - -	- - -	- - -	- - -	-
stabile Ausbreitungssituation mit Niederschlag 1 m/s, Kat. F, 1 mm/h	A - -	- - -	- - -	- - -	-
mittlere Windgeschwindigkeit mit Niederschlag 3 m/s, Kat. D, 0,5 mm/h	- - -	- - -	- - -	- - -	-
mittlere Windgeschwindigkeit ohne Niederschlag 3 m/s, Kat. D, 0 mm/h	- - -	- - -	- - -	- - -	-

Tabelle 5.3-4: Maßnahmen beim Quellterm Mischbettfilter Kühlmittelreinigung TC (SWR)

Meteorologie	Betroffene Zone	Zentral-Zone	Mittel-Zone	Außen-Zone	Fern-Zone
niedrige Windgeschwindigkeit mit Niederschlag 1 m/s, Kat. D, 5 mm/h	A JKS -	- - -	- - -	- - -	-
niedrige Windgeschwindigkeit ohne Niederschlag 1 m/s, Kat. D, 0 mm/h	A JKS -	- - -	- - -	- - -	-
labile Ausbreitungssituation ohne Niederschlag 2 m/s, Kat. A, 0 mm/h	A JKS -	- - -	- - -	- - -	-
stabile Ausbreitungssituation mit Niederschlag 1 m/s, Kat. F, 1 mm/h	A JKS -	- - -	- - -	- - -	-
mittlere Windgeschwindigkeit mit Niederschlag 3 m/s, Kat. D, 0,5 mm/h	A JKS -	- - -	- - -	- - -	-
mittlere Windgeschwindigkeit ohne Niederschlag 3 m/s, Kat. D, 0 mm/h	A JKS -	- - -	- - -	- - -	-

Tabelle 5.3-5: Maßnahmen beim Quellterm Mischbettfilter Brennelementlagerbeckenreinigung TG (SWR)

Meteorologie	Betroffene Zone	Zentral-Zone	Mittel-Zone	Außen-Zone	Fern-Zone
niedrige Windgeschwindigkeit mit Niederschlag 1 m/s, Kat. D, 5 mm/h	A JKS -	- - -	- - -	- - -	-
niedrige Windgeschwindigkeit ohne Niederschlag 1 m/s, Kat. D, 0 mm/h	A JKS -	- - -	- - -	- - -	-
labile Ausbreitungssituation ohne Niederschlag 2 m/s, Kat. A, 0 mm/h	- JKS -	- - -	- - -	- - -	-
stabile Ausbreitungssituation mit Niederschlag 1 m/s, Kat. F, 1 mm/h	A JKS -	- - -	- - -	- - -	-
mittlere Windgeschwindigkeit mit Niederschlag 3 m/s, Kat. D, 0,5 mm/h	- JKS -	- - -	- - -	- - -	-
mittlere Windgeschwindigkeit ohne Niederschlag 3 m/s, Kat. D, 0 mm/h	- JKS -	- - -	- - -	- - -	-

Tabelle 5.3-6: Maßnahmen beim Quellterm Harzsammelbehälter (DWR)

Meteorologie	Betroffene Zone	Zentral-Zone	Mittel-Zone	Außen-Zone	Fern-Zone
niedrige Windgeschwindigkeit mit Niederschlag 1 m/s, Kat. D, 5 mm/h	A - -	- - -	- - -	- - -	-
niedrige Windgeschwindigkeit ohne Niederschlag 1 m/s, Kat. D, 0 mm/h	A - -	- - -	- - -	- - -	-
labile Ausbreitungssituation ohne Niederschlag 2 m/s, Kat. A, 0 mm/h	A - -	- - -	- - -	- - -	-
stabile Ausbreitungssituation mit Niederschlag 1 m/s, Kat. F, 1 mm/h	A - -	- - -	- - -	- - -	-
mittlere Windgeschwindigkeit mit Niederschlag 3 m/s, Kat. D, 0,5 mm/h	A - -	- - -	- - -	- - -	-
mittlere Windgeschwindigkeit ohne Niederschlag 3 m/s, Kat. D, 0 mm/h	A - -	- - -	- - -	- - -	-

Tabelle 5.3-7: Maßnahmen beim Quellterm Harzsammelbehälter (SWR)

Meteorologie	Betroffene Zone	Zentral-Zone	Mittel-Zone	Außen-Zone	Fern-Zone
niedrige Windgeschwindigkeit mit Niederschlag 1 m/s, Kat. D, 5 mm/h	A - -	-	-	-	-
niedrige Windgeschwindigkeit ohne Niederschlag 1 m/s, Kat. D, 0 mm/h	A - -	-	-	-	-
labile Ausbreitungssituation ohne Niederschlag 2 m/s, Kat. A, 0 mm/h	A - -	-	-	-	-
stabile Ausbreitungssituation mit Niederschlag 1 m/s, Kat. F, 1 mm/h	A - -	-	-	-	-
mittlere Windgeschwindigkeit mit Niederschlag 3 m/s, Kat. D, 0,5 mm/h	A - -	-	-	-	-
mittlere Windgeschwindigkeit ohne Niederschlag 3 m/s, Kat. D, 0 mm/h	A - -	-	-	-	-

Tabelle 5.3-8: Maßnahmen beim Quellterm „Reaktorhilfsanlagengebäude (DWR)“

Meteorologie	Betroffene Zone	Zentral-Zone	Mittel-Zone	Außen-Zone	Fern-Zone
niedrige Windgeschwindigkeit mit Niederschlag 1 m/s, Kat. D, 5 mm/h	A - E	-	-	-	-
niedrige Windgeschwindigkeit ohne Niederschlag 1 m/s, Kat. D, 0 mm/h	A - -	-	-	-	-
labile Ausbreitungssituation ohne Niederschlag 2 m/s, Kat. A, 0 mm/h	A - -	-	-	-	-
stabile Ausbreitungssituation mit Niederschlag 1 m/s, Kat. F, 1 mm/h	A - E	-	-	-	-
mittlere Windgeschwindigkeit mit Niederschlag 3 m/s, Kat. D, 0,5 mm/h	A - -	-	-	-	-
mittlere Windgeschwindigkeit ohne Niederschlag 3 m/s, Kat. D, 0 mm/h	A - -	-	-	-	-

Tabelle 5.3-9: Maßnahmen beim Quellterm „Reaktorgebäude“ (SWR)

Meteorologie	Betroffene Zone	Zentral-Zone	Mittel-Zone	Außen-Zone	Fern-Zone
niedrige Windgeschwindigkeit mit Niederschlag 1 m/s, Kat. D, 5 mm/h	A JKS -	- - -	- - -	- - -	-
niedrige Windgeschwindigkeit ohne Niederschlag 1 m/s, Kat. D, 0 mm/h	A JKS -	- - -	- - -	- - -	-
labile Ausbreitungssituation ohne Niederschlag 2 m/s, Kat. A, 0 mm/h	A JKS -	- - -	- - -	- - -	-
stabile Ausbreitungssituation mit Niederschlag 1 m/s, Kat. F, 1 mm/h	A JKS, JEW -	- - -	- - -	- - -	-
mittlere Windgeschwindigkeit mit Niederschlag 3 m/s, Kat. D, 0,5 mm/h	A JKS -	- - -	- - -	- - -	-
mittlere Windgeschwindigkeit ohne Niederschlag 3 m/s, Kat. D, 0 mm/h	A JKS -	- - -	- - -	- - -	-

Tabelle 5.3-10: Maßnahmen beim Quellterm „Abfälle_SWR_EK3_10a“

Meteorologie	Betroffene Zone	Zentral-Zone	Mittel-Zone	Außen-Zone	Fern-Zone
niedrige Windgeschwindigkeit mit Niederschlag 1 m/s, Kat. D, 5 mm/h	A - E	- - -	- - -	- - -	-
niedrige Windgeschwindigkeit ohne Niederschlag 1 m/s, Kat. D, 0 mm/h	A - E	- - -	- - -	- - -	-
labile Ausbreitungssituation ohne Niederschlag 2 m/s, Kat. A, 0 mm/h	A - -	- - -	- - -	- - -	-
stabile Ausbreitungssituation mit Niederschlag 1 m/s, Kat. F, 1 mm/h	A - E	- - -	- - -	- - -	-
mittlere Windgeschwindigkeit mit Niederschlag 3 m/s, Kat. D, 0,5 mm/h	A - -	- - -	- - -	- - -	-
mittlere Windgeschwindigkeit ohne Niederschlag 3 m/s, Kat. D, 0 mm/h	A - -	- - -	- - -	- - -	-

Tabelle 5.3-11: Maßnahmen beim „Quellterm: Abfälle_DWR_EK3_10a“

Meteorologie	Betroffene Zone	Zentral-Zone	Mittel-Zone	Außen-Zone	Fern-Zone
niedrige Windgeschwindigkeit mit Niederschlag 1 m/s, Kat. D, 5 mm/h	A - -	-	-	-	-
niedrige Windgeschwindigkeit ohne Niederschlag 1 m/s, Kat. D, 0 mm/h	A - -	-	-	-	-
labile Ausbreitungssituation ohne Niederschlag 2 m/s, Kat. A, 0 mm/h	A - -	-	-	-	-
stabile Ausbreitungssituation mit Niederschlag 1 m/s, Kat. F, 1 mm/h	A - E	- - -	- - -	- - -	-
mittlere Windgeschwindigkeit mit Niederschlag 3 m/s, Kat. D, 0,5 mm/h	A - -	-	-	-	-
mittlere Windgeschwindigkeit ohne Niederschlag 3 m/s, Kat. D, 0 mm/h	A - -	-	-	-	-

Tabelle 5.3-12: Richtwerte in Lebensmitteln gemäß EURATOM /14/

	Milch/Milchprodukte [Bq/kg]	Blattgemüse [Bq/kg]
Sr 89/ Sr 90	125	750
Jod/ I-131	500	2000
Alphastrahler/ Am-241, Pu-241	20	80
Langlebige Aerosole/ Cs-134, Cs-137	1000	1250

Tabelle 5.3-13: Dauer der Überschreitung des Richtwertes in Milcherzeugnissen bei ausgewählten Quelltermen

Quellterm	Quellentfernung	
BE-Lagerbecken, ohne Reduktionsfaktoren	bis 25 km	25 km bis 100 km
Maximale Kontamination (< 20 % der Fläche)	> 20 Jahre	2 Jahre bis 3 Jahre
Mittlere Kontamination (> 70 % der Fläche)	1 Jahr bis 2 Jahre	14 Tage bis 1 Jahr

BE-Lagerbecken, mit Reduktionsfaktoren	bis 25 km	25 km bis 100 km
Maximale Kontamination (< 20 % der Fläche)	20 Tage bis 90 Tage	14 Tage bis 30 Tage
Mittlere Kontamination (> 70 % der Fläche)	7 Tage bis 30 Tage	< = 7 Tage

Tabelle 5.3-14: Dauer der Überschreitung des Richtwertes Blattgemüse bei ausgewählten Quelltermen

Quellterm	Quellentfernung	
BE-Lagerbecken, ohne Reduktionsfaktoren	bis 25 km	25 km bis 100 km
Maximale Kontamination (< 20 % der Fläche)	10 Jahre bis 20 Jahre	1 Jahr bis 2 Jahre
Mittlere Kontamination (> 70 % der Fläche)	180 Tage bis 10 Jahre	90 Tage bis 1 Jahr

BE-Lagerbecken, mit Reduktionsfaktoren	bis 25 km	25 km bis 100 km
Maximale Kontamination (< 20 % der Fläche)	180 Tage bis 365 Tage	90 Tage bis 180 Tage
Mittlere Kontamination (> 70 % der Fläche)	90 Tage bis 180 Tage	<= 90 Tage

9 Unterlagen

- /1/ Bundesamt für Strahlenschutz
Auftragsschreiben an die TÜV NORD SysTec
vom 26.6.2008 mit Vertrag
(SON2008/0276)
- /2/ Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit
Radiologischen Grundlagen für Entscheidungen über Maßnahmen zum Schutz
der Bevölkerung bei unfallbedingten Freisetzung von Radionukliden
GMBI 2008, Nr. 62/63, S. 1303 ff.
- /3/ A.G. Croff
ORIGEN2: A Versatile Computer Code for Calculating the Nuclide Compositions
and Characteristics of Nuclear Material
Nuclear Technology 62, 335 (1983)
- /4/ S.B. Ludwig, J.P. Renier
Standard- and Extended- Burnup PWR and BWR Reactor Models for the
ORIGEN2 Computer Code
ORNL/TM-11018, December 1989
- /5/ Störfallberechnungsgrundlagen für die Leitlinien
zur Beurteilung der Auslegung von Kernkraftwerken
mit Druckwasserreaktoren gemäß § 28 Abs.3 StrlSchV
und Neufassung der „Berechnung der Strahlenexposition“ vom 29.06.1994, RSII
– 1702/2, Bundesanzeiger Nr.222a
- /6/ Strahlenschutzverordnung vom 20. Juli 2001 (BGBl. I S. 1714; 2002 I S. 1459),
zuletzt geändert durch Artikel 2 des Gesetzes vom 29. August 2008 (BGBl. I S.
1793)
- /7/ VGB - Entsorgung von Kernkraftwerken – Eine technisch gelöste Aufgabe.
Stand Oktober 2004 (www.vgb.org/Abfallmanagement.html)
- /8/ Bundesamt für Strahlenschutz
Plan Endlager für radioaktive Abfälle Schachtanlage Konrad Salzgitter
Textband 2, Kapitel 3.5, 9/86 in der Fassung 4/90
- /9/ Gesellschaft für Reaktorsicherheit (GRS) GmbH
Transportstudie Konrad: Sicherheitsanalyse des Transports radioaktiver Abfälle
zum Endlager Konrad, GRS-84, Köln 1991

- /10/ Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit
Gemeinsames Übereinkommen über die Sicherheit der Behandlung abgebrannter Brennelemente und über die Sicherheit der Behandlung radioaktiver Abfälle
Bericht der Bundesrepublik Deutschland für die dritte Überprüfungskonferenz im Mai 2009
Berlin, Oktober 2008
- /11/ TÜV NORD SysTec GmbH & Co. KG
SAFER2, Radiologisches Rechenprogramm
Strahlenexposition als Folge eines Reaktorunfalls, Version 2.4.2
Hamburg, 2009
- /12/ Strahlenschutzkommision (SSK) des Bundesministeriums für Umwelt, Natur- schutz und Reaktorsicherheit
Leitfaden für den Fachberater Strahlenschutz der Katastrophenschutzleitung bei kerntechnischen Unfällen
Heft 37 (2004)
- /13/ Bundesamt für Strahlenschutz
Realtime Online Decision Support System RODOS
- /14/ Verordnung (EURATOM) Nr. 3954/87 des Rates vom 22.12.1987 zur Festlegung von Höchstwerten an Radioaktivität in Nahrungsmitteln und Futtermitteln im Falle eines nuklearen Unfalls oder einer anderen radiologischen Notstandssituation
Amtsblatt der Europäischen Gemeinschaften Nr. L 371/11-13, 30.12.87

Verordnung (EURATOM) Nr. 944/89 des Rates vom 12.04.1989 zur Festlegung von Höchstwerten an Radioaktivität in Nahrungsmitteln von geringer Bedeutung im Falle eines nuklearen Unfalls oder einer anderen radiologischen Notstandssi- tuation
Amtsblatt der Europäischen Gemeinschaften Nr. L 101/17-18, 12.04.89

Verordnung (EURATOM) Nr. 2218/89 des Rates vom 18.07.1989 zur Änderung der Verordnung (EURATOM) Nr. 3954/87 zur Festlegung von Höchstwerten an Radioaktivität in Nahrungsmitteln und Futtermitteln im Falle eines nuklearen Un- falls oder einer anderen radiologischen Notstandssituation
Amtsblatt der Europäischen Gemeinschaften Nr. L 211/1-3, 22.07.89
- /15/ Gesetz zum vorsorgenden Schutz der Bevölkerung gegen Strahlenbelastung (Strahlenschutzhilfegesetz – StrVG)
BGBl. I S. 2610, BGBl. III 2129-26 vom 19.12.1986
zuletzt geändert durch Erstes ÄndG BGBl.I, S. 686 vom 08.04.2008
- /16/ Rahmenempfehlungen für den Katastrophenschutz in der Umgebung kerntechni- scher Anlagen
GMBl 2008, Nr. 62/63, S. 1278ff

/17/ Bundesamt für Strahlenschutz
Anforderungen an endzulagernde radioaktive Abfälle (Endlagerbedingungen,
Stand: Dezember 1995) – Schachtanlage Konrad –
Dezember 1995

| Verantwortung für Mensch und Umwelt |

Kontakt:

Bundesamt für Strahlenschutz

Postfach 10 01 49

38201 Salzgitter

Telefon: + 49 30 18333 - 0

Telefax: + 49 30 18333 - 1885

Internet: www.bfs.de

E-Mail: ePost@bfs.de

Gedruckt auf Recyclingpapier aus 100 % Altpapier.



Bundesamt für Strahlenschutz