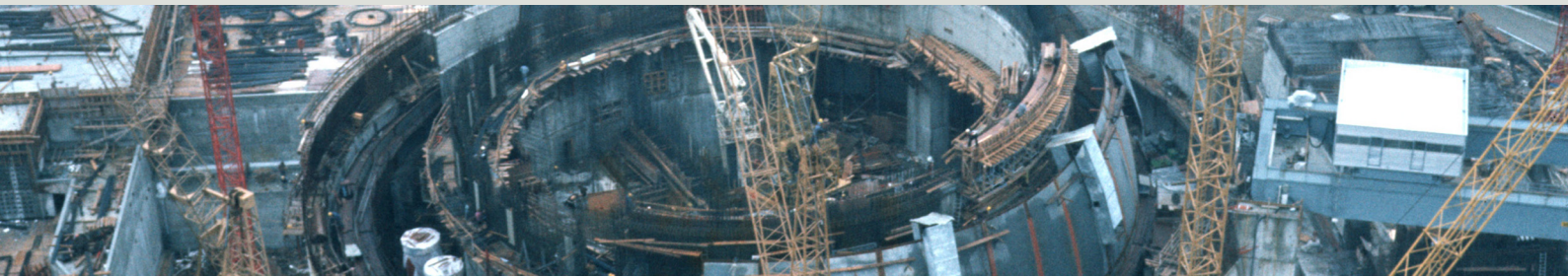




Schweizerische Eidgenossenschaft
Confédération suisse
Confederazione Svizzera
Confederaziun svizra

Eidgenössisches Nuklearsicherheitsinspektorat ENSI
Inspection fédérale de la sécurité nucléaire IFSN
Ispettorato federale della sicurezza nucleare IFSN
Swiss Federal Nuclear Safety Inspectorate ENSI



Quelltermanalyse: Umfang, Methodik und Randbedingungen

Richtlinie für die schweizerischen Kernanlagen

ENSI-A08

Quelltermanalyse: Umfang, Methodik und Randbedingungen

Ausgabe Februar 2010

Richtlinie für die schweizerischen Kernanlagen

ENSI-A08/d

Inhalt

Richtlinie für die schweizerischen Kernanlagen

A08/d

1	Einleitung	1
2	Gegenstand und Geltungsbereich	1
3	Rechtliche Grundlagen	1
4	Quelltermanalyse für Auslegungsstörfälle in Kernkraftwerken	2
	4.1 Anforderungen an die Quelltermanalyse	2
	4.2 Anforderungen an die Dokumentation der Quelltermanalysen	5
	4.3 Anforderungen an Modelle und Annahmen	9
5	Quelltermanalyse für sonstige Kernanlagen	16
6	Meldung des Quellterms im Ereignisfall	16
7	Liste der Verweisungen	18
	Anhang 1: Nuklidsätze für die Quelltermanalyse von Auslegungsstörfällen	19
	Anhang 2: Spiking – Beurteilungsgrundlage für Spiking-Modelle	21
	Anhang 3: Besondere Störfälle und Transportpfade	22

1 Einleitung

Das Eidgenössische Nuklearsicherheitsinspektorat (ENSI) ist die Aufsichtsbehörde über die nukleare Sicherheit und Sicherung der Kernanlagen in der Schweiz. In seiner Eigenschaft als Aufsichtsbehörde oder gestützt auf einen Auftrag in einer Verordnung erlässt es Richtlinien. Richtlinien sind Vollzugshilfen, die rechtliche Anforderungen konkretisieren und eine einheitliche Vollzugspraxis erleichtern. Sie konkretisieren zudem den aktuellen Stand von Wissenschaft und Technik. Das ENSI kann im Einzelfall Abweichungen zulassen, wenn die vorgeschlagene Lösung in Bezug auf die nukleare Sicherheit und Sicherung mindestens gleichwertig ist.

2 Gegenstand und Geltungsbereich

Die Richtlinie ENSI-A08 regelt die Bestimmung des aus der Anlage freigesetzten, luftgetragenen Quellterms und ist wie folgt aufgeteilt:

- Quelltermanalyse für Auslegungsstörfälle in Kernkraftwerken (Kapitel 4) mit Leichtwasserreaktoren;
- Quelltermanalyse für sonstige Kernanlagen (Kapitel 5);
- Quellterm im Ereignisfall (Kapitel 6).

Die Quelltermanalyse für auslegungsüberschreitende Störfälle wird in der Richtlinie ENSI-A05 behandelt.

3 Rechtliche Grundlagen

Diese Richtlinie setzt Art. 94 Abs. 8 Strahlenschutzverordnung (StSV, SR 814.501) um.

4 Quelltermanalyse für Auslegungsstörfälle in Kernkraftwerken

In der Quelltermanalyse werden die radioaktiven Stoffe bestimmt, die bei einem Störfall in der Umgebung freigesetzt werden können. Die wichtigsten Parameter, die den Quellterm definieren sind (1) Menge, Zusammensetzung, physikalische und chemische Form der freigesetzten radioaktiven Stoffe, (2) der zeitliche Verlauf der Freisetzung und (3) die Eigenschaften und der Zustand der Transportmedien, mit denen die radioaktiven Stoffe freigesetzt werden.

4.1 Anforderungen an die Quelltermanalyse

Die Resultate von Quellterm-Berechnungen werden für den Nachweis einer ausreichenden Störfall-Vorsorge der Kernkraftwerke verwendet. Spezifisch dient der radiologische Teil der Störfallanalyse dazu, die Einhaltung von Dosislimiten der StSV für die verschiedenen Störfallkategorien (siehe Verordnung über die Gefährdungsannahmen und die Bewertung des Schutzes in Kernanlagen 732.112.2) nachzuweisen. Dabei ist nachvollziehbar darzulegen, dass die Analyse alle zu massgeblichen Dosen führenden Störfälle, unter Berücksichtigung relevanter Anfangs- und Randbedingungen, vollständig abhandelt.

- a. Es sind für die Quelltermanalyse alle vorhandenen Inventare an radioaktiven Stoffen, die sich innerhalb der Anlage aufbauen und bei einem Störfall freigesetzt werden können, zu berücksichtigen. Zur Identifizierung dieser Inventare ist ein systematisches Vorgehen erforderlich und nachvollziehbar zu dokumentieren (siehe Kapitel 4.2).
- b. Unsicherheiten in Daten, Parametern und Modellen sind in der Störfallanalyse zu erfassen, zu berücksichtigen und zu dokumentieren. Es ist der Nachweis zu erbringen, dass die errechneten Quellterme im Hinblick auf die Bewertung der radiologischen Konsequenzen ausreichend konservativ und abdeckend sind.
- c. Verifizierte und validierte Rechenprogramme sind für die radiologische Analyse von Auslegungsstörfällen einzusetzen. Die Verwendung von Programmen mit realistischer Modellierung für eine radiologische Störfallanalyse ist zulässig, sofern diese Programme für den geplanten Verwendungszweck vom ENSI akzeptiert wurden und eine Unsicherheitsanalyse (siehe hierfür IAEA Safety Reports Series No. 52, „Best estimate safety analysis for nuclear power plants: Uncertainty evaluation“, 2008) vom Betreiber erstellt wird.

4.1.1 Referenzkern

Die Störfallanalysen sind für einen oder mehrere Referenzkerne durchzuführen. Es ist zulässig, als Referenzkern einen Gleichgewichtskern einzusetzen. Der Gleichgewichtskern entspricht einer Konfiguration, bei der die Beladung bei aufeinanderfolgenden Zyklen nahezu identisch bleibt. Die Referenzkerne decken die zu erwartenden Kernbeladungen und Fahrweisen ab.

4.1.2 Aktivitätsinventar im Kern

- a. Die Berechnung des Kerninventars ist spezifisch für jede Anlage und für definierte Referenzkerne durchzuführen.
- b. Die Bestimmung des Inventars ist mit einem Rechenprogramm durchzuführen, welches die physikalischen Prozesse gemäss dem gegenwärtigen Wissensstand vollständig und unter Verwendung aktueller und geeigneter Daten (z.B. Wirkungsquerschnitt-Bibliotheken) abhandelt.

4.1.3 Aktivitätsinventare in Kühlkreisläufen und Anlageteilen

- a. Für die Störfallanalyse relevante Aktivitätsinventare in Kühlkreisläufen und Anlageteilen sind konservativ und abdeckend zu wählen. Beschränkungen von Aktivitätsinventaren durch die Technischen Spezifikationen sind zu berücksichtigen.
- b. Bei Laständerungen oder Abschaltungen kann eine Erhöhung der Aktivität aktivierter Korrosionsprodukte im Kühlwasser auftreten, welche zu berücksichtigen ist.

4.1.4 Freisetzungen aus Brennstäben

- a. Es ist zu berücksichtigen, dass es bei Laständerungen oder Abschaltungen zu einer zeitlich begrenzten, signifikanten Erhöhung der Freisetzung radioaktiver Spaltprodukte der Nuklidgruppen der Halogene, Alkalimetalle und in geringem Mass der Edelgase aus undichten Brennstäben kommen kann (sogenanntes „Spiking“).
- b. Falls infolge thermischer und/oder mechanischer Belastungen während des Störfalls neue Brennstabschäden entstehen, ist die daraus resultierende erhöhte Freisetzung von radioaktiven Stoffen zu berücksichtigen.

4.1.5 Transportmodelle

Der weitere Transport der radioaktiven Stoffe durch Anlageräume und -systeme bis zur Freisetzung in die Umgebung ist mit Transportmodellen zu bestimmen. In diesen Modellen sind die Nuklide zu behandeln, welche einen nicht zu vernachlässigenden Beitrag zu den Konsequenzen ausserhalb der Anlage bewirken können. Die Bildung von Nukliden durch Zerfallsketten beim Transport kann je nach Freisetzungspfad nicht von vornherein vernachlässigt werden.

4.1.6 Form der radioaktiven Stoffe

Beim Transport durch die Anlage sind folgende Formen von radioaktiven Stoffen zu berücksichtigen:

- a. Edelgase;
- b. weitere Gase oder dampfförmige Stoffe (z.B. elementares und organisches Jod);
- c. Aerosole.

4.1.7 Freisetzungspfade, Bilanzvolumen und thermohydraulische Bedingungen

- a. Beim Transport der radioaktiven Stoffe in Anlagensystemen und -räumen sind alle Freisetzungspfade zu analysieren, die in nicht zu vernachlässigender Weise zu den Konsequenzen ausserhalb der Anlage beitragen können. Dazu gehören auch Freisetzungspfade infolge von Leckagen an Abschlusskomponenten wie z.B. Ventilspindelleckagen.
- b. Das Verhalten der Transportmedien ist durch thermohydraulische Analysen zu ermitteln. Die im Modell verwendeten Bilanzvolumen und die Thermohydraulik des Transportmediums müssen den anlagentechnischen Gegebenheiten und den Bedingungen des zu analysierenden Störfalls entsprechen.
- c. Die Behandlung des Chemismus der Spaltprodukte, speziell der Halogene, muss den zu erwartenden Bedingungen und dem Anlagenverhalten entsprechen. Es sind dabei auch andere Stoffe, bspw. Cäsiumnuklide und die Stoffe des Transportmediums, zu berücksichtigen, falls diese für den Chemismus eine Rolle spielen.

4.1.8 Abscheideeffekte und Filterwirkungen

Abscheideeffekte und Filterwirkungen sind stoffspezifisch zu analysieren und müssen den aktuellen Eigenschaften der vorhandenen Komponenten respektive deren aktuell gefahrenen oder beabsichtigten Fahrweisen entsprechen. Es sind zu erwartende Störfallbedingungen zu berücksichtigen. Mindestens die folgenden Stoffgruppen müssen unterschieden werden:

- a. Edelgase (keine Abscheidung oder Rückhaltung in Filtern);
- b. elementare und organische, nicht aerosolförmige Halogenspezies, im Wasser auch in Form von Ionen;
- c. Aerosole.

4.2 Anforderungen an die Dokumentation der Quelltermanalysen

4.2.1 Allgemeines

- a. Unabhängig von der Art und Weise, wie die Quelltermanalyse als Gesamtes dargestellt wird, müssen folgende Anforderungen erfüllt sein:
 - Die Nachvollziehbarkeit muss im Detail gewährleistet sein.
 - Die Dokumentation muss bzgl. der verwendeten Informationen, Eingabedaten, Voraussetzungen und Annahmen vollständig sein. Hintergrundberichte und weitere verwendete Literatur sind vollständig aufzuführen und zugänglich zu halten.
 - Die Dokumentation muss konsistent sein bzgl. der Eingangsgrößen aus anderen Analysen, bspw. bzgl. der technischen Störfallanalyse und bzgl. der Resultate der Quelltermanalyse, welche in der Ausbreitungs- und Folgeanalyse für die Dosisberechnung verwendet werden.
 - Zwischen- und Endresultate sind detailliert aufzuführen.
 - Modelle, Annahmen und Analysen sind im Hinblick auf ihre Stabilität zur Vermeidung von sogenannten „Cliff-Edge“-Effekten¹ zu beurteilen.
 - Vereinfachungen, Weglassungen und Limitationen sind nachvollziehbar aufzuzeichnen und zu dokumentieren.

¹ Dieser Effekt tritt dann auf, wenn kleine Parameter-Änderungen zu stark überproportionalen Änderungen von Ergebnissen führen.

- b. Die Dokumentation der radiologischen Störfallanalysen erfolgt sinnvollerweise in einem eigenen Bericht. Zur Beschränkung des Aufwandes ist es zulässig, mit konservativen oder „umhüllenden“ Referenzanalysen Gruppen von ähnlichen Störfällen oder Störfallabläufen abzudecken. Für eine derartige Argumentation ist die Nachvollziehbarkeit in der Dokumentation ebenfalls zu gewährleisten, sodass sie im Einzelnen überprüft werden kann.

4.2.2 Aktivitätsinventar im Kern, Referenzkern

- a. Folgende Berechnungsgrundlagen müssen im Bericht dokumentiert sein:
 - verwendete Rechenprogramme;
 - verwendete Wirkungsquerschnittsdatenbanken;
 - Kernkonfigurationen: Anzahl Regionen und Beladungsmuster;
 - Anreicherung, Masse Schwermetall, mittlerer Abbrand, Endabbrand;
 - Zykluslänge, Zerfallszeit zwischen den Zyklen;
 - mittlere Leistungsfaktoren pro Brennelement-Einsatzzyklus;
 - besondere Leistungsfaktoren.
- b. Folgende Resultate müssen nuklidspezifisch dokumentiert sein:
 - Gesamtinventar im Referenzkern;
 - mittleres Inventar pro Brennelement/Brennstab;
 - besondere Inventare pro Brennelement/Brennstab;
 - diese Inventare müssen für folgende Zeitpunkte vorhanden sein:
 - o Zyklusende;
 - o 1 Tag Zerfall bzw. für den frühesten Zeitpunkt, bei dem Brennelemente bewegt werden.
- c. Die Quellen von Parametern müssen nachvollziehbar referenziert sein.

4.2.3 Aktivitätsinventar in Kühlkreisläufen und Anlageteilen

Folgende Informationen müssen dokumentiert sein:

- a. Informationen zum systematischen Vorgehen bei der Identifikation von Aktivitätsinventaren;
- b. Beschreibung der Modelle, mit denen die Aktivitätsinventare berechnet werden, oder Hinweis auf generische Inventare und deren Anwendbarkeit;

- c. Parameter, mit denen die Inventare berechnet wurden, z.B.:
 - Massenbilanzen in den Systemen;
 - Massenflüsse durch Ionentauscher, Betriebsweise der Ionentauscher;
 - Reinigungseffizienz der Ionentauscher;
 - Eintragsraten von Nukliden aus Brennstäben und Kühlkreislauf.
- d. Referenzen, wenn weiterführende Grundlagen benützt werden;
- e. resultierende Inventare in den Kreisläufen und Anlageteilen, entweder als Aktivität oder als spezifische Aktivitätskonzentration.

4.2.4 Nuklide

- a. Für die Inventarberechnung im Kern, in den Kühlkreisläufen und in Anlageteilen wird im Allgemeinen ein Nuklidsatz verwendet, der weit detaillierter ist als derjenige für den Transport radioaktiver Stoffe in der Anlage. Bei den Inventarberechnungen müssen beispielsweise auch kurzlebige Vorläuferruklide berücksichtigt werden. Die Konsistenz zwischen den verschiedenen verwendeten Nuklidsätzen ist nachzuweisen.
- b. Wird für die Transportmodelle in der Anlage ein Nuklidsatz verwendet, der sich von den Vorgaben in dieser Richtlinie (siehe Anhang 1) unterscheidet, dann müssen die Unterschiede nachvollziehbar begründet werden. Benutzte Referenzen müssen ausgewiesen werden.
- c. Alle verwendeten Nuklidsätze müssen dokumentiert sein.

4.2.5 Freisetzungen aus den Brennstäben, Spiking

- a. Es ist eine vollständige und nachvollziehbare Dokumentation der verwendeten Modelle und deren Grundlagen erforderlich. Im Weiteren sind die verwendeten Parameter zu dokumentieren und nachvollziehbar zu begründen.
- b. Das verwendete Spiking-Modell ist mit den Angaben im Anhang 2 zu vergleichen und zu beurteilen.

4.2.6 Transportmodelle

- a. Die eingesetzten Transportmodelle müssen nachvollziehbar beschrieben werden.
- b. Wesentliche Parameter, die nachvollziehbar dokumentiert sein müssen, sind:
 - Massenflüsse (zeitliche Abhängigkeit) zwischen den Bilanzvolumen;
 - zeitliche Temperatur- und Druckverläufe in den Bilanzvolumen;

- resultierende Aktivitätsflüsse (nuklidspezifisch) in sinnvollen Zeitintervallen;
 - Rückhaltefaktoren (nuklidgruppenspezifisch);
 - ferner müssen die folgenden Aspekte der Transportmodelle nachvollziehbar dokumentiert sein:
 - o Form der radioaktiven Stoffe:
 - verwendete Radionuklid-Spezies;
 - chemische Formen der Halogene.
 - o Abscheideeffekte:
 - nuklid- oder nuklidgruppenspezifische Rückhaltefaktoren in Rohrleitungen und Anlageteilen und deren Begründung;
 - nuklid- oder nuklidgruppenspezifische Rückhaltefaktoren in Filtern mit Referenz auf Grundlagen oder Technische Spezifikationen.
- c. Für die Modellierung von Partitionsvorgängen und -gleichgewichten sind die verwendeten Partitionskoeffizienten zu begründen und zu belegen. Für Modelle des Chemismus der Halogene in wässriger Umgebung sind die verwendeten Stoffe und Spezies, die Reaktionsgleichungen und Reaktionskoeffizienten aufzuführen und die Basis der verwendeten Parameter ist zu dokumentieren. Analog gilt dies auch für die Abschätzung des pH-Werts in Wasservorlagen. Falls der pH-Wert auf Messungen beruht, ist dessen Anwendbarkeit für Störfallverhältnisse zu begründen.

4.2.7 Quellterme

Die Quellterme und die Zeitstruktur der Freisetzungen in die Umgebung für die einzelnen Störfälle sind entsprechend den Anforderungen der Ausbreitungs- und Dosisberechnungen wie folgt zu dokumentieren:

- a. Dauer der Freisetzung bzw. Ablauf der Freisetzung in definierten Zeitintervallen gemäss Richtlinie ENSI-G14;
- b. nuklidspezifische Freisetzung in Intervallen, die von der Richtlinie ENSI-G14 vorgegeben werden;
- c. für Halogene: falls relevant, Freisetzung für jede chemische Hauptform (organisch, elementar und aerosolförmig);
- d. Ort und Höhe der Freisetzung;
- e. Energie und Zusammensetzung des Transportmediums bei der Freisetzung aus Anlageteilen und -gebäuden, falls eine thermische Überhöhung geltend gemacht wird.

4.3 Anforderungen an Modelle und Annahmen

Dieser Abschnitt beschreibt die Anforderungen an die für die Quelltermanalyse von Auslegungstörfällen verwendeten Annahmen und Modelle. Werden Modelle eingesetzt, die von den Modellen in dieser Richtlinie abweichen, ist vom Betreiber zu zeigen, dass die eingesetzten Modelle ausreichend konservativ sind und dem aktuellen Stand von Wissenschaft und Technik entsprechen. Voraussetzung für die Verwendung von solchen alternativen Modellen ist deren Bewährung bzw. breite wissenschaftliche Belegung für die Modellierung der betrachteten physikalisch-chemischen Vorgänge. Anhang 3 beschreibt exemplarisch anhand von besonderen Störfällen akzeptable Annahmen und Modelle.

4.3.1 Aktivitätsinventar im Kern

- a. Für die Berechnung des Inventars an radioaktiven Stoffen sind das Rechenprogramm ORIGEN, davon abgeleitete Programme oder ein anderes, gleichwertiges Programm geeignet. Die verwendeten Wirkungsquerschnitts-Bibliotheken müssen aktuelle Werte enthalten und geeignet sein, den gewünschten Endabbrand zu erreichen.
- b. Die Berechnung des Inventars an Spalt- und Aktivierungsprodukten erfolgt anhand eines Referenzkerns am Ende eines repräsentativen Gleichgewichtszyklus.
- c. Die anzunehmende Reaktorleistung entspricht der Nennleistung mit einem Zuschlag zur Berücksichtigung von Ungenauigkeiten in der Instrumentierung.

4.3.2 Aktivitätsinventar im Kühlkreislauf

- a. Die Spalt- und Aktivierungsprodukte in den Brennstäben können in die zwei folgenden Klassen eingeteilt werden:
 - Nuklide, deren Konzentration während eines Betriebszyklus eine „Sättigung“ oder ein Maximum erreicht;
 - Nuklide, deren Konzentration während eines Betriebszyklus keine Sättigung oder kein Maximum erreicht.

Für die Berechnung des Inventars im Kühlkreislauf durch Freisetzungen aus defekten Brennstäben werden für den Gleichgewichtszyklus die Maxima (Klasse 1) oder die Konzentrationen am Ende des Zyklus verwendet (Klasse 2).

- b. Für die Freisetzungsraten der radioaktiven Stoffe aus Brennstäben mit kleinen Defekten sind ausreichend konservative Werte zu verwenden, welche aufgrund von Messwerten belegt werden können.

4.3.3 Nuklide und Nuklidgruppen

- a. Die folgende Tabelle 1 enthält eine akzeptable Aufstellung von Nuklidgruppen für die Analyse des Transports bei Auslegungsfällen.

Tabelle 1 Nuklidgruppen für den anlageninternen Transport von radioaktiven Stoffen

Nr.	Nuklidgruppe	Elemente
1	Edelgase	Kr, Xe
2	Halogene	Br, I
3	Alkalimetalle	Rb, Cs
4	Tellur-Gruppe	Sb, Te
5	Alkali-Erden	Sr, Ba
6	Transitions- und Edelmetalle	Mo, Tc, Ru, Ag
7	Lanthanide	Y, Zr, Nb, La, Pr, Cm, Am
8	Cerium-Gruppe	Ce, Np, Pu

- b. Die Nuklidgruppen 4 bis 8 treten zur Hauptsache als Aerosole auf, deren Transportverhalten bei der radiologischen Analyse von Auslegungsfällen üblicherweise mit denselben Transportmodellen und -parametern behandelt wird. Die Elemente der Cäsium-Gruppe (Gruppe 3 Alkalimetalle) bilden mit den Halogenen zusammen Halogenide (z.B. CsI), die eine besondere Rolle beim Jodtransport spielen und daher gesondert betrachtet werden müssen. Davon abweichende Annahmen sind zu begründen.
- c. Anhang 1 enthält ein Satz von Nukliden, der für den anlageinternen Transport zu betrachten ist. Abweichungen sind zulässig, wenn nachvollziehbar vom Betreiber aufgezeigt wird, dass in der radiologischen Analyse nicht berücksichtigte Nuklide einen vernachlässigbaren Beitrag zur Gesamtdosis leisten.

4.3.4 Freisetzung radioaktiver Stoffe aus Brennstäben bei Störfällen

4.3.4.1 Freisetzung bei störfallbedingter Beschädigung von Brennstäben:

- a. Falls bei einem Störfall Brennstäbe infolge der Beanspruchungen während des Störfallablaufs beschädigt werden, sind die Freisetzungsfractionen nach Tabelle 2, bezogen auf das Inventar der beschädigten Brennstäbe, zu verwenden.
- b. Die Aufteilung der freigesetzten Anteile auf die Freisetzungspfade (bspw. zwischen Containment-Atmosphäre oder Containment-Sumpf bzw. Druckabbaubecken) ist nachvollziehbar und begründbar zu bestimmen.
- c. Freisetzungen aus störfallbedingten defekten Brennstäben sind ohne Zeitverzögerung anzunehmen.

- d. Die Freisetzungsfractionen sind bis zu einem maximalen Abbrand von 62'000 MWD/MTU gültig, wobei bei einem Abbrand oberhalb von 54'000 MWD/MTU die Stablängenleistung 207 W/cm nicht überschritten werden darf. Die angegebenen Freisetzungsfractionen gelten nur für Uranbrennstoff. Bei höherem Abbrand und höherer Leistungsdichte als oben angegeben und für MOX-Brennstoff sind höhere Freisetzungsfractionen anzunehmen. Bei den Störfällen Regelstabauswurf (DWR) und Steuerstabfall (SWR) ist gegebenenfalls für jede Nuklidgruppe ein zusätzlicher Term für die erhöhte transiente Freisetzung zu berücksichtigen, welcher dem während des Störfalls generierten Enthalpiezuwachs ΔH im Brennstab (radial gemittelt) proportional ist. Die Freisetzungsteile der Tabelle 2 beziehen sich auf das Spaltproduktinventar beschädigter Brennstäbe.
- e. Es ist ein Leistungsfaktor zu berücksichtigen. Dieser ist so anzusetzen, dass alle möglichen Fälle ausreichend konservativ abgedeckt sind. Ohne spezifische Analyse ist ein Leistungsfaktor von 1.6 generell akzeptabel.

Tabelle 2 Freisetzungsteile bezogen auf das Brennstabinventar

Nuklidgruppe	Freisetzung aus dem Gasraum des Brennstabs
Kr-85	1.0E-01
I-131	8.0E-02
Andere Halogene	5.0E-02
Andere Edelgase	5.0E-02
Alkalimetalle	1.20E-01
Tellur-Gruppe	1.0E-04
Alkali-Erden	3.0E-05
Transitions- und Edelmetalle	3.0E-05
Lanthanide	3.0E-05
Cerium-Gruppe	3.0E-05

4.3.5 Erhöhte Freisetzung aus Brennstäben bei Leistungstransienten-Spiking

- a. In Anlehnung an Abbildung B-1 des Anhangs 2, welche den zeitlichen Verlauf der Aktivitätsüberhöhung (sogenannte „Spiking-Magnitude“) in Abhängigkeit der abgedeckten Fälle zeigt, soll das verwendete Spiking-Modell mindestens 70 % aller Fälle abdecken.
- b. Falls die Technischen Spezifikationen untere und obere Kühlmittelaktivitätsgrenzwerte festlegen, ist ausgehend von diesen Grenzwerten für die relevanten radiologischen Störfallanalysen eine erhöhte Freisetzung infolge Spiking zu unterstellen.

4.3.6 Transportmodelle

- a. Für den weiteren Transport von Spaltprodukten in Anlagensystemen und -räumen sind die folgenden Formen von radioaktiven Stoffen zu unterscheiden:
 - Edelgase (Nuklidgruppe 1, Tabelle 1);
 - Halogene, unterschiedliche chemische Formen (Nuklidgruppe 2, Tabelle 1);
 - Aerosole (Nuklidgruppen 3 - 8, Tabelle 1).
- b. Grundsätzlich ist die Entwicklung der physikalischen und chemischen Form der Radionuklide im Containment unter Berücksichtigung des Stands von Wissenschaft und Technik zu evaluieren.

4.3.7 Edelgase

Edelgase werden mit dem Transportmedium, beispielsweise Dampf, ohne Ab- oder Anlagerung transportiert.

4.3.8 Aerosole

- a. Bei der Quelltermanalyse sind, falls zutreffend, die folgenden Vorgänge zu berücksichtigen:
 1. Transport von Aerosolen in Gas- oder Dampfblasen durch Wasservorlagen, Erzeugung und Austrag von Aerosolen beim Durchgang der Blasen durch die Oberfläche der Wasservorlage, Austrag von Aerosolen aus einer kochenden Wasservorlage;
 2. Transport von Aerosolen bei teilweiser Verdampfung von überhitztem Wasser bei einem Leck („Flashing“) und des dabei dampfgetragenen freigesetzten Anteils der aerosolförmigen Stoffe.

Die Entfernung von Aerosolen aus Bilanzvolumen kann berücksichtigt werden, bspw. durch:

- natürliche Ablagerung von luftgetragenen Aerosolen, beispielsweise aus der Containment-Atmosphäre;
 - Auswaschen von luftgetragenen Aerosolen durch Sprühsysteme.
- b. Akzeptable Modelle und Resultate zu den Vorgängen 1. und 2. sowie der Auswaschung durch Sprühsysteme sind in den folgenden Berichten zu finden:
 1. natürliche Ablagerung von Aerosolen aus der Containment-Atmosphäre: Powers D. A. et al, 1996;
 2. Transport von Aerosolen in Wasservorlagen: Powers D.A. et al, 1993, und Powers D. A. et al, 1997;

3. Auswaschen von luftgetragenen Aerosolen durch Sprühsysteme:
Powers D. A. et al, 1993.

4.3.9 Halogene und Cäsiumjodid

4.3.9.1 Form der Halogene

Gemäss Regulatory Guide 1.183, Alternative Radiological Source Terms for Evaluating Design Basis Accidents at Nuclear Power Reactors, ist von den folgenden Jodspezies für Freisetzungen aus dem Gasraum des Brennstabs und via Kühlwasser auszugehen:

- a. 95 % Cäsiumjodid;
- b. 4.85 % elementares Jod;
- c. 0.15 % organisches Jod (Methyljodid).

4.3.9.2 Partitions-, Absorptions- und Desorptionsvorgänge

- a. Partitionsvorgänge zwischen Wasservorlagen und der zugehörigen Atmosphäre sind in der Analyse des Transports der radioaktiven Stoffe zu berücksichtigen.
- b. Absorptions-, Adsorptions- und Desorptionsvorgänge zwischen Strukturen, Wänden, Ausrüstungen und freiem Volumen sind beim Transport der radioaktiven Stoffe zu berücksichtigen. Eine Beschreibung und Analyse dieser Vorgänge für Halogene finden sich in Beahm E.C. et al, 1985.

4.3.9.3 Einfluss des pH-Werts in Wasservorlagen

Für den weiteren Transport der Halogene ist die starke Abhängigkeit vom pH-Wert der Wasservorlagen oder des Wassers als Transportmedium, bspw. dem Wasser im Containment-Sumpf (DWR), im Druckabbaubecken (SWR) oder dem Wasser im Brennelementlagerbecken zu berücksichtigen.

- a. Es sind alle Bedingungen zu evaluieren, die zu einer Änderung des pH-Wertes der Wasservorlagen oder des Wassers als Transportmedium während des Störfallablaufs führen könnten. Die Bestimmung des pH-Werts ist mittels Methoden durchzuführen, wie sie in Weber C. F. et al, 1999, Beahm E. C. et al, 1992a, Beahm E. C. et al, 1992b und Weber C. F. et al, 1992, beschrieben sind.
- b. Es ist zu berücksichtigen, dass bei pH-Werten unterhalb 7 eine weitgehende Freisetzung von Jod in flüchtiger Form in die Containment-Atmosphäre stattfinden kann.

- c. Bei ins Containment freigesetzten Radionukliden ist zu unterstellen, dass sich diese ohne Verzögerung und homogen mit der Atmosphäre im freien Volumen des Containments (DWR) oder im Drywell (SWR) vermischen. Beim SWR kann eine weitgehende Rückhaltung von Jod im Druckabbau-becken berücksichtigt werden, falls der pH-Wert des Wassers gleich oder grösser als 7 ist. Andernfalls muss der Austrag infolge der Bildung von flüchtigen Jodspezies berücksichtigt werden. Im Containment kann die Entfernung von Spaltprodukten aus der Containment-Atmosphäre infolge natürlicher Deposition und durch ein Sprühsystem berücksichtigt werden. Für das Auswaschen von Jod durch ein Sprühsystem ist auch entscheidend, ob das Wasser wenigstens in der Rezirkulationsphase einen pH-Wert von gleich oder grösser als 7 hat.
- d. Beim Brennelementhandhabungsstörfall ist gemäss Kapitel 4.3.9.1 anzunehmen, dass die chemische Form der Halogene, die aus den Brennstäben ins Wasser des Brennelementbeckens freigesetzt werden, zu 95 % aus CsI, zu 4.85 % aus elementarem Jod und zu 0.15 % aus organischem Jod (Methyljodid) besteht. Das freigesetzte Cäsiumjodid (CsI) geht zunächst praktisch vollständig ins Wasser und dissoziiert in Ionenform. Wegen des meist niedrigen pH-Werts im Wasser ist anzunehmen, dass das aus dem Wasser in die Atmosphäre freigesetzte Jod in elementarer Form vorliegt.
- e. Verdampfen bei einer Leckage aus einem Sicherheitssystem mehr als 10 % des freigesetzten Wassers, entspricht die freigesetzte Jodmenge dem Dampfanteil. Liegt der verdampfende Anteil unter 10 % oder beträgt die Wassertemperatur weniger als 100 °C, ist anzunehmen, dass 10 % des Jods aus der Wasservorlage zur Atmosphäre freigesetzt wird. Ein geringerer Freisetzunganteil muss auf der Basis der Entwicklung des pH-Werts im Sumpf und der Ventilationsrate im fraglichen Raum nachgewiesen werden. Auch für diese Betrachtung wird vorausgesetzt, dass ein pH-Wert von 7 und grösser die Bildung von flüchtigen Jodspezies stark herabsetzt.
- f. Verdampft beim Frischdampfleitungsbruch und beim Dampferzeugerheizrrohrbruch beim DWR das Wasser auf der Sekundärseite des betroffenen Dampferzeugers ganz oder teilweise, ist der Einfluss der Änderung des pH-Wertes auf der Sekundärseite infolge der Verdampfung, der Leckage aus dem Primär- in den Sekundärkreislauf und des Eintrages von Hilfsspeisewasser auf die Rückhaltung der Radionuklide während des Störfallablaufs zu berücksichtigen. Insbesondere bei pH-Werten unterhalb 7 ist die erhöhte Freisetzung von Jodspezies explizit auszuweisen.

4.3.10 Filterwirkungen

- a. Für die Berücksichtigung von Filtern bei den radiologischen Analysen sind zwei Arten von Filtern zu unterscheiden:
 - Filter für den Normalbetrieb (betriebliche Filter);
 - Störfallfilter.
- b. Betriebliche Filter können in Störfallanalysen berücksichtigt werden, falls sie für die zu erwartenden Bedingungen während eines Störfalls mit ausreichender Sicherheitsreserve ausgelegt sind. Weiter muss erfüllt sein:
 - Die Vorgaben betreffend Unterhalt, Tests und Wirksamkeit sind in den Technischen Spezifikationen oder in gleichwertigen Vorschriften aufzunehmen.
 - Die verwendeten Rückhaltedefaktoren sind ausreichend konservativ angesetzt.
- c. Bei einem Störfallfilter sind die Festlegungen in den Technischen Spezifikationen zu verwenden.
- d. Die Rückhaltewirkung von Wasserüberdeckungen auf Aerosole und Halogene wird in den Kapiteln 4.3.8 und 4.3.9 behandelt. Filtersysteme, bestehend aus einem Wasserbehälter mit Venturidüsen, funktionieren nach denselben Prinzipien und sind mit den in den Kapiteln 4.3.8 und 4.3.9 beschriebenen Methoden zu analysieren.

4.3.11 Transport und Freisetzung von radioaktiven Stoffen via Turbine und Kondensator

Der Transport und die Freisetzung von radioaktiven Stoffen über Dampfleitungen via Turbine oder Turbinen-Bypass zum Kondensator und schliesslich zur Abgasanlage sind unter Berücksichtigung des Aufbaus dieser Systeme und für den zu erwartenden Betriebszustand der Anlagen zu bestimmen. Da je nach Störfall und Störfallvariante der Betriebszustand dieser Systeme unterschiedlich sein kann, sind betreffend der Freisetzungspfade und des Zustands der Systeme, bspw. des Kondensators, vereinfachende Annahmen erforderlich, die konservativ im Hinblick auf die resultierenden Dosiswerte zu wählen sind. Die verwendeten Modelle, Analysen und Parameter sind nachvollziehbar zu begründen. Leckageraten sind belegbar konservativ anzunehmen.

5 Quelltermanalyse für sonstige Kernanlagen

- a. Die Anforderungen aus 4.1 gelten sinngemäss. Bei Angabe einer nachvollziehbaren Begründung können einzelne Anforderungen, in Abhängigkeit ihrer Relevanz für die betrachtete Anlage, ausser Betracht gelassen werden.
- b. Relevante Anforderungen an die Dokumentation der Quelltermanalyse sind für Auslegungsstörfälle sinngemäss aus 4.2.1 – 4.2.7 zu übernehmen.
- c. Die unter Kap. 4.3 aufgelisteten Modelle können für die jeweiligen Anlagen übernommen werden, sofern diese nachweislich anwendbar sind. Die Nuklidliste in Anhang 1 ist ggf. durch relevante Nuklide zu ergänzen (z.B. H-3, C-14).

6 Meldung des Quellterms im Ereignisfall

- a. Im Ereignisfall ist bei erfolgter bzw. anstehender Freisetzung der Quellterm vom Betreiber der Kernanlage zu bestimmen und an das ENSI elektronisch zu übermitteln. Vorgängig der Übermittlung ist der Quellterm durch den Betreiber auf Plausibilität zu prüfen.
- b. Die Meldung des Quellterms an das ENSI hat im Ereignisfall so früh wie möglich zu erfolgen.
- c. Die für die Bestimmung des Quellterms im Ereignisfall notwendige Dokumentation und Rechenprogramme sind von den Anlagebetreibern auf dem aktuellen Stand der Technik und Wissenschaft zu halten, um unnötige Unsicherheiten bei der Ermittlung des Quellterms vermeiden zu können.
- d. Für den an das ENSI übermittelten Quellterm gelten folgende Anforderungen:
 - Der Quellterm ist nach den Stoffgruppen Edelgase, Jod und restliche Aerosole aufzulösen. Soweit bekannt, ist der Quellterm nach Nukliden aufgelöst anzugeben.
 - Bei Störfällen mit abgebrannten Brennelementen und bei Störfällen mit relevantem Beitrag der Kühlmittelaktivität an der Dosisbelastung, ist der Quellterm nach Nukliden aufgelöst anzugeben.
 - Bei kurz andauernden Freisetzungen ist der Integralwert des Quellterms, nach Stoffgruppen aufgelöst, anzugeben.
 - Bei länger andauernden Freisetzungen (typischerweise Stunden) ist die Freisetzungsrates in Bq/s über sinnvolle Zeitintervalle (typischerweise Stunden), nach Stoffgruppen aufgelöst, anzugeben.

- Der Zeitpunkt der Reaktorabschaltung und der Beginn der Freisetzung in die Umgebung sind anzugeben.
- Die Freisetzungshöhe, der Freisetzungspfad (Kamin, Boden) und die gesamte Freisetzungsdauer sind anzugeben.
- Es ist in der Meldung an das ENSI anzugeben, ob die Freisetzung gefiltert oder ungefiltert erfolgt(e).
- Für Jod sind die auftretenden chemischen Formen (elementar, Aerosol, organisch) anzugeben.

7 Liste der Verweisungen

- Beahm E.C., Shockley W.E., Culberson O.L., Organic Iodide Formation Following Nuclear Reactor Accidents, USNRC, NUREG/CR-4327, ORNL/TM-9627, December 1985
- Beahm E.C., Lorenz R.A., Weber C.F., Iodine evolution and pH control, USNRC, NUREG/CR-5950, Dec 1992a
- Beahm E.C., Weber C.F., Kress T.S., Parker G.W., Iodine chemical forms in LWR severe accidents, Final Report, USNRC, NUREG/CR-5732, April 1992b
- Postma A.K., Tam P.S., Iodine Behavior in a PWR Cooling system Following a Postulated Steam Generator Tube Rupture Accident, NUREG-0409, USNRC, January 1978
- Powers D.A., Washington K.E., Sprung J.L., Burson S.B., A simplified model of aerosol removal by natural processes in reactor containments, NUREG/CR-6189, SAND94-0407, USNRC, July 1996
- Powers D.A., Sprung J.L., A simplified model of aerosol scrubbing by a water pool overlying core debris interacting with concrete, NUREG/CR-5901 (SAND92-1422), USNRC, Sandia National Labs, November 1993
- Powers D.A., Shaperow J.H., A simplified model of decontamination by BWR steam suppression pools, NUREG/CR-6153, SAND93-2588, USNRC, May 1997
- Powers D.A., Burson S.B., A simplified model of aerosol removal by containment spray, NUREG/CR-5966 (SAND92-2689), USNRC, Sandia National Labs, June 1993
- Regulatory Guide 1.183, Alternative Radiological Source Terms for Evaluating Design Basis Accidents at Nuclear Power Reactors, USNRC, July 2000
- Weber C.F., Beahm E.C., Calculation of pH and Iodine Volatility Under Reactor Accident Conditions for Light Water Reactors, Letter Report, for USNRC, Contract DE-AC05-96OR22464, ORNL/NRC/LTR-99/3, March 1999
- Weber C.F., Beahm E.C., Kress T.S., Models of Iodine behavior in reactor containments, Oak Ridge Nat. Laboratory, ORNL/TM-12202, for U.S. Department of Energy, October 1992

Diese Richtlinie wurde am 1.2.2010 vom ENSI verabschiedet.

Der Direktor des ENSI:

sig. U. Schmocker

Anhang 1: Nuklidsätze für die Quelltermanalyse von Auslegungstörfällen

Tabelle A-1: Nuklidsatz Spalt- und Aktivierungsprodukte

No	Nuklid	T _{1/2} ²		No	Nuklid	T _{1/2}
1	Br-82	35.30 h		59	I-131	8.04 d
2	Br-83	2.39 h		60	Xe-131m	11.9 d
3	Kr-83m	1.83 h		61	Te-132	78.2 h
4	Br-84	31.80 m		62	I-132	2.30 h
5	Kr-85	10.72 a		63	Te-133m	55.4 m
6	Kr-85m	4.48 h		64	Te-133	12.45 m
7	Rb-86	18.66 d		65	I-133	20.8 h
8	Kr-87	76.3 m		66	Xe-133	5.245 d
9	Kr-88	2.84 h		67	Xe-133m	2.188 d
10	Rb-88	17.8 m		68	Te-134	41.8 m
11	Rb-89	15.2 m		69	I-134	52.6 m
12	Sr-89	50.5 d		70	Cs-134m	2.90 h
13	Sr-90	29.12 a		71	Cs-134	2.062 a
14	Y-90	64.0 h		72	I-135	6.61 h
15	Sr-91	9.5 h		73	Xe-135	9.09 h
16	Y-91	58.51 d		74	Xe-135m	15.29 m
17	Y-91m	49.71 m		75	Cs-135m	53 m
18	Sr-92	2.71 h		76	Cs-136	13.1 d
19	Y-92	3.54 h		77	Cs-137	30.0 a
20	Y-93	10.1 h		78	Ba-137m	2.552 m
21	Zr-95	63.98 d		79	Xe-138	14.17 m
22	Nb-95	35.15 d		80	Cs-138	32.2 m
23	Nb-95m	86.6 h		81	Ba-139	82.7 m
24	Zr-97	16.90 h		82	Ba-140	12.74 d
25	Nb-97	72.1 m		83	La-140	40.272 h
26	Mo-99	66.0 h		84	Ba-141	18.27 m
27	Tc-99m	6.02 h		85	La-141	3.93 h
28	Ru-103	39.28 d		86	Ce-141	32.501 d
29	Rh-103m	56.12 m		87	Pr-142	19.13 h
30	Ru-105	4.44 h		88	La-142	92.5 m
31	Rh-105	35.36 h		89	Ce-143	33.0 h

² Die Werte entstammen der StSV

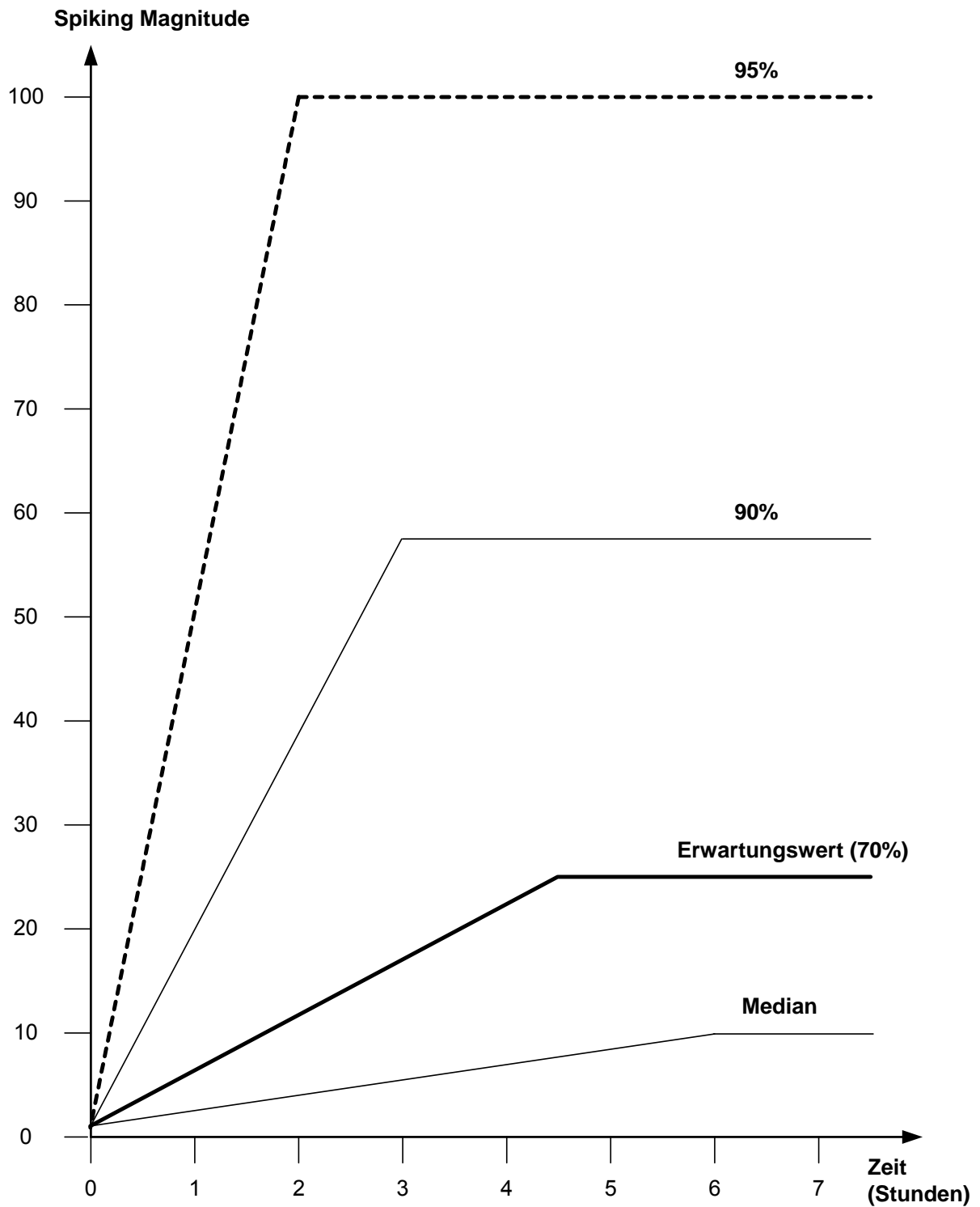
No	Nuklid	T _{1/2} ²		No	Nuklid	T _{1/2}
32	Ru-106	368.2 d		90	Pr-143	13.56 d
33	Rh-106	29.92 s		91	Ce-144	284.3 d
34	Pd-109	13.427 h		92	Pr-144	17.28 m
35	Ag-110m	249.9 d		93	Pr-144m	7.2 m
36	Ag-110	24.6 s		94	Nd-147	10.98 d
37	Ag-111	7.45 d		95	Pm-147	2.6234 a
38	Sn-121	27.06 h		96	Pm-148m	41.3 d
39	Sb-122	2.70 d		97	Pm-148	5.37 d
40	Sn-123	129.2 d		98	Nd-149	1.73 h
41	Sb-124	60.20 d		99	Pm-149	53.08 h
42	Sn-125	9.64 d		100	Pm-151	28.4 h
43	Sb-125	2.77 a		101	Sm-153	46.7 h
44	Te-125m	58 d		102	Eu-154	8.80 a
45	Sb-126	12.4 d		103	Eu-155	4.96 a
46	Sn-127	2.10 h		104	Eu-156	15.19 d
47	Sb-127	3.85 d		105	Tb-160	72.3 d
48	Te-127	9.35 h		106	U-237	6.75 d
49	Te-127m	109 d		107	Np-238	2.117 d
50	Sn-128	59.1 m		108	Pu-238	87.74 a
51	Sb-128	9.01 h		109	Np-239	2.355 d
52	Sb-129	4.32 h		110	Pu-239	2.4E+04 a
53	Te-129	69.6 m		111	Pu-240	6537 a
54	Te-129m	33.6 d		112	Pu-241	14.4 a
55	I-130	12.36 h		113	Am-241	432.2 a
56	Sb-131	23 m		114	Cm-242	162.8 d
57	Te-131	25 m		115	Cm-243	28.5 a
58	Te-131m	30 h		116	Cm-244	18.11 a

Tabelle A-2: Nuklidsatz aktivierte Korrosionsprodukte

No	Nuklid	T _{1/2}		No	Nuklid	T _{1/2}
1	Cr-51	27.704 d		7	Cu-64	12.7 h
2	Mn-54	312.5 d		8	Zn-65	243.9 d
3	Mn-56	2.5785 h		9	Ag-110m	249.8 d
4	Fe-59	44.529 d		10	Sb-122	2.70 d
5	Co-58	70.80 d		11	Sb-124	60.2 d
6	Co-60	5.27 a				

Anhang 2: Spiking – Beurteilungsgrundlage für Spiking-Modelle

Abbildung B-1



Anhang 3: Besondere Störfälle und Transportpfade

In diesem Anhang werden ausgewählte Auslegungsstörfälle behandelt. Es handelt sich dabei um die folgenden Störfälle:

1. Druckwasser-Reaktor (DWR)
 - 1.1 Kühlmittelverluststörfall
 - 1.2 Bruch einer Frischdampfleitung
 - 1.3 Dampferzeugerheizrohrbruch
 - 1.4 Blockieren des Rotors einer Hauptkühlmittelpumpe
 - 1.5 Steuerstab-Auswurf
2. Siedewasser-Reaktor (SWR)
 - 2.1 Kühlmittelverluststörfall
 - 2.2 Bruch einer Frischdampfleitung
 - 2.3 Steuerstab-Fall
3. Beide Reaktortypen (DWR and SWR)
 - 3.1 Bruch einer Messleitung
 - 3.2 Brennelementhandhabungsstörfall

Eine Beschränkung der vom Antragsteller zu betrachtenden Störfälle auf die hier beschriebenen Störfälle und Transportpfade ist dadurch nicht gegeben. Die Verwendung von alternativen Modellen ist zulässig, sofern die Bestimmungen unter Kapitel 4.3 erfüllt werden.

1 Druckwasser-Reaktor (DWR)

1.1 Kühlmittelverluststörfall

- a. Kapitel 4.3 beschreibt akzeptable Modelle und Annahmen zur Bestimmung der Inventare an radioaktiven Stoffen. Bzgl. Freisetzung aus den Brennstäben sind 10 % der Brennstabhüllrohre als beschädigt anzunehmen, wenn in der Schadensumfangsanalyse nicht nachgewiesen wird, dass die realistisch anzunehmenden Schäden geringer sind als 10 % der Brennstabhüllrohre. Falls Brennstabhüllrohre beschädigt werden, sind die Freisetzungsfractionen nach Tabelle 2 Kapitel 4.3 zu verwenden. Falls weniger als 1 % der Hüllrohre beschädigt werden, sind auch die Kühlmittelaktivität und Spiking gemäss Abschnitt 4.3.5 zu berücksichtigen.

- b. Falls der pH-Wert im Sumpfwasser gleich oder grösser als 7 gehalten wird, kann die Zusammensetzung des ins Containment freigesetzten Jods mit 95 % Cäsiumjodid, 4.85 % elementarem Jod und 0.15 % organischem Jod angenommen werden. Falls der pH-Wert im Sumpfwasser während des Störfalls unterhalb von 7 fällt, ist die Zusammensetzung des Jods spezifisch zu bestimmen. Eine derartige Bestimmung des pH-Werts berücksichtigt die Stoffeinträge in den Sumpf, den massgeblichen Chemismus im Sumpf und die Effekte radiolytischer Prozesse. pH-Werte unterhalb von 7 führen zu einer erhöhten Bildung und Anteilen von flüchtigen Jodspezies, was in der Analyse zu berücksichtigen ist.
- c. Die mit dem primären Kühlmittel freigesetzten radioaktiven Stoffe werden ins Containment freigesetzt. Die Verteilung der radioaktiven Stoffe beim Eintritt ins Containment ist wie folgt anzunehmen:
- edelgasförmige Stoffe und organisches Jod zu 100 % zur Containment-Atmosphäre;
 - alle übrigen Stoffe entsprechend den Anteilen Dampf und Wasser unmittelbar nach Austritt aus dem Leck.
- d. Bei der Bestimmung der Verteilung der radioaktiven Stoffe im Containment sind Partitionsvorgänge zu berücksichtigen.
- e. Für Halogene und Aerosole können natürliche Deposition und die Wirkung eines Containment-Sprühsystems berücksichtigt werden. Die Reduktion der luftgetragenen Aktivität durch Umluftsysteme mit Filtern kann ebenfalls berücksichtigt werden, sofern diese Systeme während des Störfalls verfügbar und für die Störfallbedingungen qualifiziert sind. Hinweise auf geeignete Modelle dafür finden sich im Kapitel 4.3.
- f. Leckageraten aus dem Containment sind auf der Grundlage der Technischen Spezifikationen zu bestimmen.
- g. Falls die Lüftung im Containment während Normalbetrieb periodisch mit Zuluft und Abluft betrieben wird („Purge“-Betrieb), ist die Freisetzung über die Lüftung vor der Isolation zu berücksichtigen, wobei die Zeitspanne bis zur Isolation belegbar konservativ anzusetzen ist.
- h. Für Freisetzungen via Leckagen der Sicherheitseinspeise- und Nachkühlsysteme im Rezirkulationsbetrieb über Ventilspindelleckagen, Leckagen von Lagerdichtungen von Pumpen und von Flanschdichtungen sind die entsprechenden Leckageraten belegbar konservativ anzusetzen.

- i. Zur Analyse der Rückhaltung radioaktiver Stoffe im Sekundärcontainment können die Angaben im Regulatory Guide 1.183, Alternative Radiological Source Terms for Evaluating Design Basis Accidents at Nuclear Power Reactors, oder entsprechende Modelle verwendet werden. Mögliche Bypass-Pfade zum Sekundärcontainment sind zu berücksichtigen. Eine längerfristig erforderliche Druckentlastung für das Primärcontainment ist zu analysieren und muss bei der Beurteilung der radiologischen Folgen berücksichtigt werden.

1.2 Bruch einer Frischdampfleitung

- a. Falls keine zusätzliche Beschädigung von Brennstabhüllrohren infolge der Belastungen während des Störfalls auftritt, sind die maximalen Kühlmittelaktivitäten (primär und sekundär) zu verwenden, welche gemäss den Limiten in den Technischen Spezifikationen auftreten können. Andernfalls ist die Freisetzung radioaktiver Stoffe gemäss Kapitel 4.3, Tabelle 2, zu bestimmen. Jod-Freisetzungen aus den Dampferzeugern in die Umgebung bestehen gemäss Regulatory Guide 1.183, Alternative Radiological Source Terms for Evaluating Design Basis Accidents at Nuclear Power Reactors zu 97 % aus elementarem und zu 3 % aus organischem Jod. Das Spiking ist entsprechend Kapitel 4.3.5 zu berücksichtigen.
- b. Die aus den Brennstäben freigesetzte Aktivität vermischt sich ohne zeitliche Verzögerung mit dem Kühlmittel des Primärkreises.
- c. Die bestehende Dampferzeugerleckage vom Primär- in den Sekundärkreislauf ist gemäss Technischen Spezifikationen anzunehmen, wobei die Leckage auf die Dampferzeuger so zu verteilen ist, dass die Störfalldosis in der Umgebung maximiert wird.
- d. Eine Leckage vom Primär- in den Sekundärkreislauf ist bis zum Druckausgleich der beiden Kühlkreisläufe oder bis die Primärkühlmitteltemperatur den Wert von 100 °C unterschreitet zu unterstellen. Radioaktive Freisetzungen von nicht betroffenen Dampferzeugern sind bis zum Einsetzen des Restwärmebetriebs („shutdown cooling“) und der Unterbindung von Abgasen durch die Dampferzeuger zu unterstellen.
- e. Freigesetzte Edelgase aus dem Primärsystem werden ohne Rückhaltung in die Umgebung abgegeben.

- f. Bei der Modellierung des Transports von Jod und Aerosolen vom Primär- in das Sekundärsystem sind „scrubbing-“ (bei Wasserüberdeckung der Leckstelle) und Partitionierungseffekte zu berücksichtigen. Ein Teil des in den Sekundärkühlkreislauf übertretenden Primärkühlmittels verdampft („flashing“) ohne zeitliche Verzögerung in Abhängigkeit der thermodynamischen Bedingungen im Primär- und Sekundärkühlmittel. Akzeptable Modelle für „Scrubbing“ können bei geflutetem Leck aus NUREG-0409, Iodine Behaviour in a PWR Cooling System Following a Postulated Steam Generator Tube Rupture Accident, entnommen werden.
- g. Beim Austrocknen der Dampferzeuger bzw. bei freigelegter Leckstelle ist anzunehmen, dass die im austretenden Primärkühlmittel enthaltenen Nuklide ohne Rückhaltung in die Umgebung gelangen.
- h. Der Leckageanteil, der nicht durch „flashing“ in den Dampfraum des Dampferzeugers entweicht, vermischt sich mit dem verbleibenden Wasser des Dampferzeugers.
- i. Radioaktivität entweicht mit dem Dampf aus der Wasserphase des Dampferzeugers in Abhängigkeit der Ausdampftrate und des Partitionskoeffizienten. Rückhaltung von Aerosolen im Dampferzeuger wird durch Dampf-feuchtetransport begrenzt.
- j. Die mögliche Abdeckung der Leckstelle und der entsprechende Einfluss auf die Transport-Parameter sind zu berücksichtigen.

1.3 Dampferzeugerheizrohrbruch

- a. Das Inventar freisetzbarer Stoffe und die Freisetzung sind gemäss Kapitel 4.3 zu bestimmen. Falls keine zusätzliche Beschädigung von Brennstabhüllrohren infolge der Belastungen während des Störfalls auftritt, sind die maximalen Kühlmittelaktivitäten (primär und sekundär) zu verwenden, welche gemäss den Limiten in den Technischen Spezifikationen auftreten können. Jod-Freisetzungen aus den Dampferzeugern in die Umgebung bestehen gemäss Regulatory Guide 1.183, Alternative Radiological Source Terms for Evaluating Design Basis Accidents at Nuclear Power Reactors zu 97 % aus elementarem und zu 3 % aus organischem Jod. Das Spiking ist gemäss Kapitel 4.3.5 zu berücksichtigen.
- b. Die aus den Brennstäben freigesetzte Aktivität vermischt sich ohne zeitliche Verzögerung mit dem Kühlmittel des Primärkreises.
- c. Zusätzlich zum Heizrohrbruch ist eine durch die Technischen Spezifikationen für den Betrieb maximal erlaubte Leckrate vom Primär- in das Sekundärkühlsystem zu unterstellen, wobei die Leckage auf die Dampferzeuger so zu verteilen ist, dass die Störfalldosis in der Umgebung maximiert wird.

- d. Eine Leckage vom Primär- in den Sekundärkreislauf ist bis zum Druckausgleich der beiden Kühlkreisläufe oder bis die Primärkühlmitteltemperatur den Wert von 100 °C unterschreitet zu unterstellen. Radioaktive Freisetzungen von nicht betroffenen Dampferzeugern sind bis zum Einsetzen des Restwärmebetriebs („shutdown cooling“) und der Unterbindung von Abgaben durch die Dampferzeuger zu unterstellen.
- e. Für die Ermittlung der Freisetzung von Spaltprodukten aus dem Sekundärsystem ist gleichzeitig der Ausfall der externen Stromversorgung zu unterstellen.
- f. Freigesetzte Edelgase aus dem Primärsystem werden ohne Rückhaltung in die Umgebung abgegeben.
- g. Es sind für Halogene und Aerosole die Transportmodelle zu verwenden, wie sie in Abschnitt 1.2 dieses Anhangs beschrieben werden.

1.4 Blockieren des Rotors einer Hauptkühlmittelpumpe

Falls als Folge des Störfalls keine zusätzlichen Brennstabschäden entstehen, kann auf eine radiologische Analyse verzichtet werden, wenn ein abdeckender Störfall ausgewiesen wird. Andernfalls sind folgende Annahmen akzeptabel:

- a. Es sind die maximalen Dampferzeugerleckagen gemäss Technischen Spezifikationen zu unterstellen. Die Verteilung der Leckage auf die Dampferzeuger ist so zu modellieren, dass die Störfalldosis maximiert wird.
- b. Eine Leckage vom Primär- in den Sekundärkreislauf ist bis zum Druckausgleich der beiden Kühlkreisläufe oder bis die Primärkühlmitteltemperatur den Wert von 100 °C unterschreitet zu unterstellen. Radioaktive Freisetzungen von nicht betroffenen Dampferzeugern sind bis zum Einsetzen des Restwärmebetriebs („shutdown cooling“) und der Unterbindung von Abgaben durch die Dampferzeuger zu unterstellen.
- c. Die Bestimmung der Quellterme aus Brennstäben und den Reaktorkühlsystemen hat gemäss Kapitel 4.3 zu erfolgen.
- d. Der Transport der Edelgase, Halogene und Aerosole in den Dampferzeugern ist analog den Störfällen „Frischdampfleitungsbruch“ und „Dampferzeugerheizrohrbruch“ zu modellieren.

1.5 Steuerstab-Auswurf

Falls als Folge des Störfalls keine zusätzlichen Brennstabschäden entstehen, kann auf eine radiologische Analyse verzichtet werden, wenn ein abdeckender Störfall ausgewiesen wird. Andernfalls sind folgende Annahmen akzeptabel:

- a. Kapitel 4.3 beschreibt akzeptable Modelle und Annahmen zur Bestimmung der Inventare an radioaktiven Stoffen. Bzgl. Freisetzung aus den Brennstoffstäben sind in einer Schadensumfangsanalyse die Anzahl defekter Brennstabhüllrohre und die maximal in Brennstäben generierte Energie zu ermitteln. Falls Brennstabhüllrohre beschädigt werden, sind die Freisetzungsfractionen nach Tabelle 2 Kapitel 4.3 zu verwenden. Falls weniger als 1 % der Hüllrohre beschädigt werden, sind auch die Kühlmittelaktivität und Spiking gemäss Abschnitt 4.3.5 zu berücksichtigen.
- b. Der Störfall kann zu einem Kühlmittelverlust über den beschädigten Steuerstabantrieb führen. Die dafür vorausgesetzten Beschädigungsszenarien und Leckagequerschnitte sind nachvollziehbar darzulegen und zu dokumentieren.
- c. In Anlehnung an Kapitel 4.1.7 sind zwei Fälle zu berücksichtigen: (1) 100 % der aus den Brennstäben freigesetzten Aktivität werden ohne Verzögerung in die Containment-Atmosphäre freigesetzt, (2) 100 % der aus den Brennstäben freigesetzten Aktivität werden vollständig im Kühlmittel gelöst und stehen für eine Freisetzung in das sekundäre Kühlmittelsystem zur Verfügung. Die Beschränkung auf einen Fall ist möglich, sofern nachvollziehbar gezeigt wird, dass er abdeckend ist.
- d. In der Containment-Atmosphäre besteht das Jod zu 95 % aus Cäsiumjodid, zu 4.85 % aus elementarem und zu 0.15 % aus organischem Jod. Falls der pH-Wert vom Sumpfwasser unterhalb 7 fällt, keine Containment-Sprühung erfolgt oder diese beendet wird, bevor Wasser in den Sumpf fliesst, so ist die Jodverteilung fallweise zu ermitteln.
- e. Aus den Dampferzeugern in die Umgebung freigesetztes Jod besteht gemäss Regulatory Guide 1.183, Alternative Radiological Source Terms for Evaluating Design Basis Accidents at Nuclear Power Reactors zu 97 % aus elementarem und zu 3 % aus organischem Jod.
- f. Die Berücksichtigung der Wirkung von Sprühanlagen, von Filter- oder anderen Systemen im Containment auf die in die Umgebung freigesetzte Aktivität ist zulässig.
- g. Es ist zu unterstellen, dass Freisetzungen aus dem Containment mit einer gemäss Technischen Spezifikationen maximalen Leckrate während der ersten 24 Stunden erfolgen. Die Leckrate ergibt sich aus dem maximalen Druck bei der Leckage-Prüfung des Containments. Nach 24 Stunden sind 50 % der maximalen Leckrate anzusetzen.
- h. Die gemäss den Technischen Spezifikationen maximal erlaubte Leckrate vom primären in das sekundäre System ist zu unterstellen.

- i. In das Sekundärsystem freigesetzte Edelgase werden ohne Rückhaltung in die Umgebung freigesetzt.
- j. Der Transport der radioaktiven Stoffe ist wie beim Frischdampfleitungsbruch zu modellieren.

2 Siedewasser-Reaktor (SWR)

2.1 Kühlmittelverluststörfall

- a. Das Kapitel 4.3 beschreibt akzeptable Modelle und Annahmen zur Bestimmung der Inventare an radioaktiven Stoffen. Bzgl. Freisetzung aus den Brennstäben sind 10 % der Brennstabhüllrohre als beschädigt anzunehmen, wenn in der Schadensumfangsanalyse nicht nachgewiesen wird, dass die realistisch anzunehmenden Schäden geringer sind als 10 % der Brennstäbe. Falls Brennstabhüllrohre beschädigt werden, sind die Freisetzungsfractionen nach Tabelle 2 Kapitel 4.3 zu verwenden. Falls weniger als 1 % der Hüllrohre beschädigt werden, sind auch die Kühlmittelaktivität und Spiking gemäss Abschnitt 4.3.5 zu berücksichtigen.
- b. Falls der pH-Wert im Druckabbaubecken gleich oder grösser als 7 gehalten wird, kann die Zusammensetzung des ins Containment freigesetzten Jods mit 95 % Cäsiumjodid, 4.85 % elementarem Jod und 0.15 % organischem Jod angenommen werden. Falls der pH-Wert im Druckabbaubecken unterhalb von 7 fällt, ist die Zusammensetzung des Jods spezifisch entsprechend den zu erwartenden Bedingungen zu bestimmen. Die Bestimmung des pH-Werts muss die Stoffeinträge, den massgeblichen Chemismus und Effekte der Radiolyse berücksichtigen. pH-Werte unterhalb von 7 führen zu einer erhöhten Bildung und Anteilen von flüchtigen Jodspezies, was in der Analyse zu berücksichtigen ist.
- c. Die mit dem primären Kühlmittel freigesetzten radioaktiven Stoffe werden in den Drywell freigesetzt. Die Verteilung der radioaktiven Stoffe beim Eintritt in den Drywell ist wie folgt anzunehmen:
 - edelgasförmige Stoffe und organisches Jod zu 100 % zur Drywell-Atmosphäre;
 - alle übrigen Stoffe entsprechend den Anteilen Dampf und Wasser unmittelbar nach Austritt aus dem Leck.
- d. Bei der Bestimmung der Verteilung der radioaktiven Stoffe im Containment sind Partitionsvorgänge zu berücksichtigen.

- e. Für Halogene und Aerosole können natürliche Deposition und die Wirkung eines Sprühsystems berücksichtigt werden. Die Reduktion der luftgetragenen Aktivität durch Umluftsysteme mit Filtern kann ebenfalls berücksichtigt werden, sofern diese Systeme während des Störfalls verfügbar und für die Störfallbedingungen geeignet sind. Hinweise auf geeignete Modelle dafür finden sich im Kapitel 4.3.
- f. Die Rückhaltung von Spaltprodukten im Druckabbaubecken kann berücksichtigt werden, wobei mögliche Bypass-Pfade vom Drywell zum Containment (speziell für SWR mit Mark-III-Containment) zu berücksichtigen sind.
- g. Für Freisetzungen via Leckagen der Sicherheitseinspeise- und Nachkühlsysteme im Rezirkulationsbetrieb über Ventilspindelleckagen, Leckagen über Lagerdichtungen von Pumpen, Leckage über Flanschdichtungen sind die entsprechenden Leckageraten belegbar konservativ anzusetzen.
- h. Falls die Lüftung im Containment während Normalbetrieb periodisch mit Zuluft und Abluft betrieben wird („Purge“-Betrieb), ist die Freisetzung über die Lüftung vor der Isolation zu berücksichtigen, wobei die Zeitspanne bis zur Isolation belegbar konservativ anzusetzen ist.
- i. Eine längerfristig erforderliche Druckentlastung für das Primärcontainment ist zu analysieren und muss bei der Beurteilung der radiologischen Folgen berücksichtigt werden.
- j. Leckageraten sind gemäss den Technischen Spezifikationen anzunehmen. Der Regulatory Guide 1.183, Alternative Radiological Source Terms for Evaluating Design Basis Accidents at Nuclear Power Reactors, enthält konservative Spezifikationen zur Bestimmung der Rückhaltung im Sekundärcontainment und für Störfallabluftfilter. Bypass-Pfade bzgl. des Sekundärcontainments sind zu berücksichtigen.
- k. Die Freisetzung radioaktiver Stoffe via Leckagen der Frischdampfschnellverschlussventile ist zu berücksichtigen, wobei die Leckageraten konservativ aufgrund der Festlegungen in den Technischen Spezifikationen abzuleiten sind.
- l. Nach Regulatory Guide 1.183, Alternative Radiological Source Terms for Evaluating Design Basis Accidents at Nuclear Power Reactors, ist für die Bestimmung der Leckage radioaktiver Stoffe die Aktivität im Drywell zu verwenden. Es sind alle Leckagepfade zu analysieren, die zu den Konsequenzen in der Umgebung der Anlage beitragen können. Rückhaltung radioaktiver Stoffe im Dampfabscheider und Partitionseffekte im Reaktor-druckbehälter sind zu vernachlässigen.

- m. Für den weiteren Transport und für die Freisetzung radioaktiver Stoffe nach den Frischdampfisolationsventilen sind die Spezifikationen des Regulatory Guides 1.183, Alternative Radiological Source Terms for Evaluating Design Basis Accidents at Nuclear Power Reactors, zu verwenden.

2.2 Bruch einer Frischdampfleitung

- a. Falls keine zusätzliche Beschädigung von Brennstabhüllrohren infolge der Belastungen während des Störfalls auftritt, sind die maximalen Kühlmittelaktivitäten zu verwenden, welche gemäss den Limiten in den Technischen Spezifikationen auftreten können. Andernfalls ist die Freisetzung radioaktiver Stoffe gemäss Kapitel 4.3 zu bestimmen. Das Spiking ist entsprechend Kapitel 4.3.5 zu berücksichtigen.
- b. Die Frischdampfschnellschlussventile schliessen mit der von den Technischen Spezifikationen maximal erlaubten Zeit.
- c. Die freigesetzte Menge an Frischdampf entspricht derjenigen aus der Frischdampfleitung, den daran angeschlossenen Leitungen und der Menge Frischdampf, die bis zur Schliessung durch die Schnellschlussventile strömt.
- d. Die mit dem Kühlmittel ausgetretene Radioaktivität ist als bodennahe, verzögerungsfreie Freisetzung in die Umgebung zu modellieren. Eine Rückhaltung durch die Anlagengebäude ist nicht zu unterstellen.
- e. Folgende Verteilung ist bei der Freisetzung von Jod aus der Frischdampfleitung zu unterstellen: 95 % als Aerosole, 4.85 % in elementarer und 0.15 % in organischer Form.

2.3 Steuerstab-Fall

Auf eine radiologische Analyse kann verzichtet werden, wenn ein abdeckender Störfall ausgewiesen wird. Andernfalls sind folgende Annahmen akzeptabel:

- a. Kapitel 4.3 beschreibt akzeptable Modelle und Annahmen zur Bestimmung der Inventare an radioaktiven Stoffen. Bzgl. Freisetzung aus den Brennstoffstäben sind in einer Schadensumfangsanalyse die Anzahl defekter Brennstabhüllrohre und die maximal generierte Energie zu ermitteln. Falls Brennstabhüllrohre beschädigt werden, sind die Freisetzungsfractionen nach Tabelle 2 Kapitel 4.3 zu verwenden.

- b. Falls keine störfallbedingte zusätzliche Beschädigung von Brennstäben auftritt, besteht die Freisetzung aus den im Kühlmedium enthaltenen radioaktiven Stoffen, wobei die maximale Aktivität im Kühlmedium gemäss den Technischen Spezifikationen für Dauerbetrieb anzunehmen ist. Das Spiking ist entsprechend den Angaben von Kapitel 4.3 zu berücksichtigen.
- c. Die aus den Brennstäben freigesetzte Aktivität vermischt sich ohne zeitliche Verzögerung mit dem Kühlmittel im Reaktordruckbehälter.
- d. Partition von Jodspezies im Reaktordruckbehälter und Rückhaltung im Wasserabscheider sind nicht zu berücksichtigen.
- e. Von der im Kühlmittel freigesetzten Aktivität erreichen gemäss Regulatory Guide 1.183, Alternative Radiological Source Terms for Evaluating Design Basis Accidents at Nuclear Power Reactors 100 % der Edelgase, 10 % des Jods und 1 % der verbleibenden Nuklide die Turbine und den Kondensator.
- f. 100 % der Edelgase, 10 % des Jods und 1 % der Aerosole, welche die Turbine und den Kondensator erreichen, stehen für eine Freisetzung in die Umgebung zur Verfügung. Über die Turbine und den Kondensator erfolgt eine bodennahe Freisetzung bei einer Leckrate von 1 % am Tag für eine Dauer von 24 Stunden. Eine Rückhaltung oder Verdünnung im Maschinenhaus ist nicht zu unterstellen. Radioaktiver Zerfall kann berücksichtigt werden.
- g. Für den weiteren Transport und die Freisetzung der radioaktiven Stoffe, beispielsweise über Turbine und Kondensator, sind die zu erwartende Betriebsweise und der Betriebszustand dieser Systeme nach Störfallbeginn zu berücksichtigen, siehe auch Kapitel 4.3.
- h. Im Reaktorkühlmittel freigesetzte Halogene bestehen gemäss 4.3.9.1 zu 95 % aus Cäsiumjodid, 4.85 % aus elementarem Jod und zu 0.15 % aus organischem Jod. Das aus der Turbine und dem Kondensator austretende Jod besteht gemäss Regulatory Guide 1.183, Alternative Radiological Source Terms for Evaluating Design Basis Accidents at Nuclear Power Reactors zu 97 % aus elementarem und zu 3 % aus organischem Jod.

3 Beide Reaktortypen (DWR und SWR)

3.1 Bruch einer Messleitung

- a. Messleitungen sind unmittelbar beim Anschluss an das Reaktorkühlsystem mit einer Blende ausgerüstet. Ein Bruch der Messleitung ist vor und nach der Blende anzunehmen.

- b. Die Bestimmung des Quellterms beim Austritt aus dem Kühlsystem erfolgt nach den Angaben im Kapitel 4.3. Kühlmittelaktivitäten sind gemäss den Limiten in den Technischen Spezifikationen zu bestimmen.
- c. Das Transportmedium (Wasser und Dampf) mit den radioaktiven Stoffen strömt zunächst in einen Anlagenraum – der Dampf zur Atmosphäre des Raums und der flüssige Anteil zum Sumpf. Die Anteile der beiden Phasen und deren thermodynamischer Zustand ergeben sich aus der thermohydraulischen Analyse. Zwischen dem Sumpfwasser (falls vorhanden) und der Atmosphäre in den betroffenen Anlagenräumen sind für die flüchtigen Stoffe mit Partitionsverhalten Partitionsungleichgewichte zu beachten. Nichtflüchtige Stoffe werden grösstenteils schon in der Wasserphase eingebracht oder können sich durch Kondensation aus der Raumatmosphäre ablagern. Edelgase sind durchwegs als luftgetragen zu betrachten.
- d. Anstelle einer detaillierten Analyse der Thermohydraulik und des Aktivitätstransports im Rohr können für die massenbezogene Aktivitätskonzentration der Halogene im Dampf (inklusive Restfeuchte) 10 % der Aktivitätskonzentration im ausströmenden Primärkühlmittel unterstellt werden. Für die Form der Halogene ist zu unterstellen, dass davon 10 % in organischer Form und 90 % in elementarer Form vorliegen.
- e. Der weitere Aktivitätstransport in die Umgebung erfolgt bei diesem Störfall zunächst über betriebliche Lüftungspfade. Dafür können entsprechende und belegbare Rückhaltefaktoren angesetzt werden. Die Filterwirkung betrieblicher Filter ist konservativ aufgrund der Filterspezifikationen und Betriebsweise der Filter anzusetzen.

3.2 Brennelementhandhabungsstörfall

- a. Die Zahl der beschädigten Brennstäbe ist in einer Schadensumfangsanalyse zu ermitteln, auf der Grundlage konservativster Szenarien.
- b. Die Ermittlung des Aktivitätsinventars erfolgt anhand von Brennelementen mit dem maximalen Inventar aus der ersten Standzeit im Gleichgewichtskern und eines Leistungsfaktors, welcher die möglichen Fälle konservativ abdeckt. Die Abklingzeit entspricht der Zeit, wonach gemäss den Technischen Spezifikationen die Brennelemente frühestens umgesetzt werden können. Für die Freisetzung radioaktiver Stoffe aus den beschädigten Brennstäben sind die Freisetzungsfractionen nach Tabelle 2 in Kapitel 4.3, „Freisetzung aus dem Gasraum des Brennstabs“ zu verwenden.

- c. Beim Austritt aus den beschädigten Brennstäben wird die chemische Form der Halogene zu 95 % Cäsiumjodid (CsI), 4.85 % elementares Jod und 0.15 % organisches Jod vorausgesetzt. Es ist zu unterstellen, dass das CsI im Wasser komplett dissoziiert und aufgrund des tiefen pH-Werts des Wassers das freigewordene Jod im weiteren Verlauf in elementarer Form auftritt. Es ist weiter anzunehmen, dass dieser Vorgang ohne Zeitverzögerung geschieht. Gleiches gilt für die Herstellung eines Partitionsgleichgewichts zwischen Luft- und Wasservolumen.
- d. Alle aus den Brennstäben freigesetzten Edelgase werden ohne Rückhaltung in die Atmosphäre des Gebäudes oder Containments freigesetzt.
- e. Der Transport von aerosolförmigen Stoffen kann mit einem Modell wie beispielsweise in Powers D. A. et al, 1996, und Powers D. A. et al, 1997, beschrieben bestimmt werden.
- f. Der weitere Transport der radioaktiven Stoffe zur Umgebung ist entsprechend den technischen Gegebenheiten in der Anlage zu analysieren. Falls keine Isolation des betroffenen Gebäudes stattfindet, muss beispielsweise angenommen werden, dass die Lüftung weiterbetrieben wird.

Herausgeber: Eidgenössisches Nuklearsicherheitsinspektorat (ENSI), CH-5200 Brugg
Telefon +41(0)56 460 84 00, Telefax +41(0)56 460 84 99

Zu beziehen bei: Eidgenössisches Nuklearsicherheitsinspektorat (ENSI), Informationsdienst, Industriestrasse 19, CH-5200 Brugg
oder per E-Mail Infodienst@ensi.ch
Abrufbar unter www.ensi.ch