

**Ausbau der  
wissenschaftlichen  
und technischen Basis  
für die Aufgaben des  
Teams „Strahlenschutz“  
im Notfallzentrum  
der GRS**

## **Ausbau der wissenschaftlichen und technischen Basis für die Aufgaben des Teams „Strahlenschutz“ im Notfallzentrum der GRS**

Martin Sogalla  
Thorsten Stahl  
Florian Meinerzhagen  
Simon Holbein  
Elena Mühr-Ebert

Februar 2020

### **Anmerkung:**

Das diesem Bericht zugrunde liegende Forschungsvorhaben wurde mit Mitteln des BMU (Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz und nukleare Sicherheit) unter dem Kennzeichen 3616S62550 durchgeführt.

Die Verantwortung für den Inhalt dieser Veröffentlichung liegt beim Auftragnehmer.

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

## **Deskriptoren**

Freisetzungen, Notfallschutz, Radiologisches Lagebild, Wissensbasis

## Kurzfassung

Im Rahmen des Notfallzentrums der GRS hat das Team Strahlenschutz bei einem kerntechnischen Unfall folgende Aufgaben:

- Bewertung der radiologischen Situation innerhalb der Anlage und
- Bewertung eingetretener oder potenzieller Freisetzungen radioaktiver Stoffe in die Umgebung.

Zur Wahrnehmung seiner Aufgaben im GRS-Notfallzentrum stützt sich das Team Strahlenschutz der GRS im Wesentlichen auf seine Fachkompetenz, die bislang im Rahmen verschiedener Vorhaben zum radiologischen Arbeitsschutz, zur Analyse möglicher radiologischer Freisetzungen im Ereignisverlauf und zum Notfallschutz aufgebaut und weiterentwickelt wurde. Mit dem vorliegenden Forschungsvorhaben wurde diese Kompetenz durch die Entwicklung einer schnell und effizient nutzbaren wissenschaftlichen Basis von Informationen und Methoden ausgebaut. Einige Lücken bzgl. bislang nicht durch andere Vorhaben abgedeckter Forschungsaspekte wurden dadurch geschlossen. Die Forschungen zum Ausbau der wissenschaftlichen und technischen Basis umfassen drei Module:

- **Modul 1:** Wissenschaftliche Basis zur Bewertung der radiologischen Situation in der Anlage bei schweren Unfallabläufen
- **Modul 2:** Wissenschaftliche Basis zur Nutzung kombinierter radiologischer und anlagentechnischer Informationen für die Diagnose und Prognose des Unfallablaufs
- **Modul 3:** Entwicklung von Referenzszenarien und Berechnungsmethoden für die Ermittlung notfallschutzrelevanter Freisetzungen bei radiologischen Notfällen

Durch die Erweiterung der wissenschaftlichen Basis für das Notfallzentrum werden die Kompetenzen der GRS im Bereich der Zusammenführung und Analyse anlagentechnischer und radiologischer Informationen zur optimalen Nutzung bei der Bewertung des Anlagenzustandes und der Quelltermabschätzung systematisch erweitert. Die hierfür neu entwickelten Modelle und Methoden sind generell für nukleare und radiologische Notfälle einsetzbar und tragen somit zur Weiterentwicklung des Standes von Wissenschaft und Technik auf diesem Gebiet bei.



## Abstract

As part of GRS emergency response center, the team “Radiation Protection” fulfills the following tasks:

- Evaluation of the radiological situation on-site a facility affected by an accident and
- Assessment of actual or potential release of radioactive material into the environment.

The capacities of the team “Radiation Protection” to fulfil these tasks have been previously based on the knowledge acquired and developed by the results of different scientific projects addressing the radiological protection of workers, analysis of severe accidents including release of radioactivity and emergency preparedness. By this project, these capacities have been enhanced. In particular, the capabilities to analyze and evaluate releases of radioactive material and to answer questions concerning radiation protection of emergency workers have been strengthened. For this purpose, a scientific base comprising relevant information and methods has been established which can be used efficiently in case of an emergency. Some knowledge gaps could be filled by addressing subjects which had not been treated in previous projects. The scientific work has been organized into three modules:

- **Module 1:** Scientific base to assess the on-site radiological situation during severe accidents,
- **Module 2:** Scientific base to combine radiological and plant-state information to diagnose and predict accident progression,
- **Module 3:** Development of reference scenarios and calculation methods to determine radioactive releases relevant for emergency response for radiological emergencies.

By the enhancement of the scientific base for its emergency center, the competences of GRS with respect to the combined analysis of plant-based and radiological information for optimized assessment of the accident plant state and, if any, corresponding source term have been systematically expanded. The developed methods and models are generally applicable to nuclear and radiological emergency situations and by this contribute to the further development of the state of the art within this area.



# Inhalt

	<b>Kurzfassung.....</b>	<b>I</b>
	<b>Abstract.....</b>	<b>III</b>
<b>1</b>	<b>Einleitung .....</b>	<b>1</b>
<b>2</b>	<b>AP 1: Stand von Wissenschaft und Technik.....</b>	<b>3</b>
2.1	Aufgaben des GRS-Notfallzentrums und des Teams „Strahlenschutz“ .....	3
2.2	Umsetzung des Strahlenschutzgesetzes .....	5
2.3	Notfallpläne.....	6
2.4	Werkzeuge und Methoden.....	9
2.4.1	Quelltermprognose und -abschätzung .....	9
2.4.2	EDV-Systeme im Strahlenschutz zur Bewertung der Aktivitätsfreisetzung auf dem Anlagengelände im Störfall .....	11
2.4.3	Modellierung der Ortsdosisleistung für Anlagenbereiche im Störfall.....	11
<b>3</b>	<b>AP 2: Bewertung der radiologischen Situation in der Anlage .....</b>	<b>13</b>
3.1	Analyse von Handlungsoptionen aus radiologischer Sicht .....	13
3.1.1	Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes.....	14
3.1.2	Überwachung der Aktivitätskonzentrationen radioaktiver Stoffe in der Raumluft .....	15
3.1.3	Überwachung der Ortsdosisleistung .....	16
3.1.4	Lüftungstechnische Anlagen im Kontrollbereich.....	17
3.1.5	Strahlenschutzmaßnahmen für das Personal bei großen Aktivitätsfreisetzungen .....	23
3.2	Situation in den für die Durchführung der Notfallschutzmaßnahmen zu begehenden Räumen .....	25
3.2.1	Warte.....	25
3.2.2	Notspeisegebäude .....	27
3.2.3	Schaltanlagegebäude .....	27
3.2.4	Hilfsanlagegebäude .....	27



3.2.5	Ringraum .....	29
3.2.6	Maschinenhaus .....	30
3.2.7	Sicherheitsbehälter .....	30
3.2.8	Betriebsgelände.....	31
3.2.9	Auswertung von Unfallanalysen.....	31
<b>4</b>	<b>AP 3: Kombination radiologischer und anlagentechnischer Informationen zur Quelltermabschätzung .....</b>	<b>67</b>
4.1	Konzeptioneller Ansatz .....	69
4.2	Verfahrensschritte.....	69
4.2.1	Informationsrecherche und -bewertung.....	69
4.2.2	Analyse des Teilaspekts: Radiologische Situation (In Situ-Analyse) .....	72
4.2.3	Analyse des Teilaspekts: Radionuklidtransport.....	79
4.2.4	Analyse des Teilaspekts: Zustand der Quelle .....	90
4.2.5	Zusammenführung und Konsistenzprüfung.....	90
4.2.6	Rekonstruktion von Freisetzungen.....	90
<b>5</b>	<b>AP 4: Ermittlung von Freisetzungen bei radiologischen Notfällen ....</b>	<b>93</b>
5.1	Analyse und Aufbereitung von Referenzszenarien.....	93
5.1.1	Analyseschritt 1: Generische Parameter für Szenarien .....	93
5.1.2	Analyseschritt 2: Übertragung der generischen Parameter auf Szenarien. ....	104
5.2	Entwicklung eines Analysetools zur Abschätzung der Freisetzung .....	130
5.2.1	Zielsetzung des Analysetools.....	130
5.2.2	Beschreibung von Freisetzungen.....	130
5.2.3	Informationen in einem Notfall .....	142
5.2.4	Qualitative Verknüpfung von Indikatoren und Freisetzungsparemtern .	151
5.2.5	Zeitpunkte von Informationen.....	153
5.2.6	Vorgehen zum Abschätzen der Freisetzung .....	154
5.2.7	Weitere Aspekte .....	156
5.3	Das Grundgerüst des Analysetools zur Aussagengenerierung .....	158
5.4	Fazit.....	162

<b>6</b>	<b>Zusammenfassung .....</b>	<b>163</b>
	<b>Literaturverzeichnis.....</b>	<b>165</b>
	<b>Abkürzungsverzeichnis.....</b>	<b>171</b>
	<b>Abbildungsverzeichnis.....</b>	<b>173</b>
	<b>Tabellenverzeichnis.....</b>	<b>177</b>



# 1 Einleitung

Das Notfallzentrum der Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) gGmbH besteht aus ca. 60 Sachverständigen, die in unterschiedlichen Teams aktiv sind. Diese können bei Bedarf auf weitere GRS-Mitarbeiter zurückgreifen, die nicht speziell in die GRS-Notfallorganisation eingebunden sind. Das Notfallzentrum wird geleitet vom Team LK (Leitung und Koordination). Dieses wird unterstützt durch die fachlich arbeitenden Kernteams

- Team A (Analyse)
- Team T (Systemtechnik)
- Team S (Strahlenschutz).

Das Team T analysiert bei einem Störfall oder Notfall den aktuellen Zustand der Anlage. Dabei werden die ausgefallenen und die noch verfügbaren Sicherheitssysteme und Eingriffsmöglichkeiten ermittelt. Darauf aufbauend untersucht das Team A das mögliche weitere Verhalten der Anlage auf der Grundlage einer Vielzahl von Simulationsergebnissen zu denkbaren Störfallszenarien.

Im Rahmen des Notfallzentrums der GRS hat das Team S bei einem kerntechnischen Unfall folgende Aufgaben:

- Bewertung der radiologischen Situation innerhalb der Anlage und
- Bewertung eingetretener oder potenzieller Freisetzungen radioaktiver Stoffe in die Umgebung.

Neben diesen Kernteams stehen je nach Bedarf weitere Stäbe zur Verfügung, z. B. für Öffentlichkeitsarbeit (Team K (Kommunikation)) oder Anlagensicherung (Team AS). Die Ergebnisse der einzelnen Teams greifen ineinander und ergänzen sich. Sie werden während der Analyse eines Ereignisses regelmäßig in Lageberichten zusammengeführt.

Des Weiteren können auch Verbindungspersonen der GRS z. B. zum Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz, und nukleare Sicherheit (BMU) in dessen Stäbe und zum Bundesamt für Strahlenschutz (BfS) entsandt werden.

Zur Wahrnehmung seiner Aufgaben im GRS-Notfallzentrum stützt sich das Team S der GRS im Wesentlichen auf seine Fachkompetenz, die bislang im Rahmen verschiedener Vorhaben zum radiologischen Arbeitsschutz, zur Analyse möglicher radiologischer Freisetzungen im Ereignisverlauf und zum Notfallschutz aufgebaut und weiterentwickelt wurde. Mit dem vorliegenden Forschungsvorhaben wurde diese Kompetenz durch die Entwicklung einer schnell und effizient nutzbaren wissenschaftlichen Basis von Informationen und Methoden ausgebaut. Einige Lücken bzgl. bislang nicht durch andere Vorhaben abgedeckter Forschungsaspekte wurden dadurch geschlossen.

Die Forschungen zum Ausbau der wissenschaftlichen und technischen Basis umfassen drei Module:

- **Modul 1:** Wissenschaftliche Basis zur Bewertung der radiologischen Situation in der Anlage bei schweren Unfallabläufen
- **Modul 2:** Wissenschaftliche Basis zur Nutzung kombinierter radiologischer und anlagentechnischer Informationen für die Diagnose und Prognose des Unfallablaufs
- **Modul 3:** Entwicklung von Referenzszenarien und Berechnungsmethoden für die Ermittlung notfallschutzrelevanter Freisetzungen bei radiologischen Notfällen

Durch das Vorhaben werden die bestehenden Kompetenzen der GRS für den Aufbau und Betrieb seines Notfallzentrums weiter ausgebaut. Dadurch wird die Einsatzfähigkeit des GRS-Notfallzentrums, insbesondere auch vor dem Hintergrund der Erweiterungen des Aufgabenspektrums im Zusammenhang mit dem Aufbau des Radiologischen Lagezentrum des Bundes, gestärkt. Durch die Erweiterung der wissenschaftlichen Basis für das Notfallzentrum werden die Kompetenzen der GRS im Bereich der Zusammenführung und Analyse anlagentechnischer und radiologischer Informationen zur optimalen Nutzung bei der Bewertung des Anlagenzustandes und der Quelltermabschätzung systematisch erweitert. Die hierfür neu entwickelten Modelle und Methoden sind generell für nukleare und radiologische Notfälle einsetzbar und tragen somit zur Weiterentwicklung des Standes von Wissenschaft und Technik auf diesem Gebiet bei.

## **2 AP 1: Stand von Wissenschaft und Technik**

### **2.1 Aufgaben des GRS-Notfallzentrums und des Teams „Strahlenschutz“**

Das GRS-Notfallzentrum beteiligt sich bei einem kerntechnischen Unfall im Rahmen der Notfallorganisationen des Bundes an der Erfassung und Bewertung des anlagentechnischen Zustandes sowie bei der Prognose weiterer Entwicklungen. Die Aufgaben umfassen

- die Analyse des aktuellen Zustands der Anlage einschließlich der Verfolgung der ausgefallenen sowie der noch verfügbaren Sicherheitssysteme und Eingriffsmöglichkeiten der Betreiber und die Prognose des möglichen weiteren Verhaltens der Anlage,
- sofern möglich, die Bewertung der radiologischen Situation innerhalb der Anlage und sich daraus ggf. ergebender Einschränkungen von anlageninternen Handlungsmöglichkeiten,
- die Bewertung von evtl. anlagentechnischen Notfallmaßnahmen im Hinblick auf eine ggf. noch mögliche Beherrschung des Ereignisses oder im Hinblick auf Auswirkungen auf den Quellterm,
- die Analyse von etwaigen Freisetzungen radioaktiver Stoffe auf nicht vorgesehene Pfade im Hinblick auf Auswirkungen auf den Quellterm und
- eine Plausibilitätsbewertung des Quellterms im Hinblick auf den aktuellen Anlagenzustand.

Für das Notfallzentrum der GRS stehen etwa 60 Experten direkt zur Verfügung, die verschiedenen Fachstäben zugeordnet sind. Kern des Notfallzentrums bilden die Teams A (Analyse), T (Systemtechnik) und S (Strahlenschutz). Weitere Teams, z. B. für Anlagensicherung, Öffentlichkeitsarbeit oder internationale Kontakte können bei Bedarf kurzfristig hinzugezogen werden. Die Arbeit der Fachstäbe wird durch das Team LK geleitet und koordiniert. Zusätzlich kann das GRS-Notfallzentrum auch auf alle weiteren Sachverständigen der GRS zurückgreifen, die nicht speziell den Notfallteams zugeordnet sind. Aus dem Notfallzentrum der GRS heraus können zudem Verbindungspersonen z. B. zu BMU, BfS und weiteren Institutionen entsandt werden. Alarmiert wird das GRS-Notfallzentrum über Anruf bei der Rufbereitschaft.

Das Notfallteam der GRS hat nach dem Unfall in Fukushima am 11. März 2011 über die Lage in der japanischen Anlage und die radiologischen Auswirkungen über Wochen hinweg kontinuierlich informiert und wirkt nach wie vor intensiv an der Erforschung der Unfallursachen und seiner Auswirkungen mit. Zwischen März und Juni 2011 erstellte die GRS dazu über 200 Berichte. Erkenntnisse zum Unfall in Fukushima wurden regelmäßig veröffentlicht, z. B. in Form von gedruckten Berichten (erstmalig 2012 /BÜT 12/, danach jährlich, zuletzt 2016 /GRS 16/). Zwischenzeitlich wurde auch eine eigene Informationsseite zum Unfall in Fukushima geschaltet. Die Erfahrungen mit Fukushima bildeten für die GRS den Anstoß dafür, ihre Notfallorganisation zu optimieren und ein Notfallzentrum an ihrem Hauptsitz in Köln zu bauen. Das neue Notfallzentrum nahm im Mai 2013 seinen Betrieb auf.

Die GRS erstellt keine eigene Darstellung der Situation parallel zur Arbeit des zuständigen radiologischen Lagezentrums auf Landesebene oder Bundesebene. Die Analysen der GRS bauen vielmehr auf den Lageinformationen und Bewertungen auf, die der Notfallorganisation des BMU vorliegen. Von Bedeutung für die Analysen der GRS sind vor allem die vorhandenen anlagentechnischen Lageinformationen zum Zustand der Anlage in Bezug auf die Schutzziele Kontrolle der Reaktivität, Kühlung der Brennelemente und Einschluss der radioaktiven Stoffe sowie Aussagen zum möglichen bzw. Angaben zum tatsächlichen Freisetzungsweg.

Diese Informationen werden für Notfallorganisation des BMU, das radiologische Lagezentrum des Bundes, aufbereitet, in Bezug auf Belastbarkeit, mögliche Lücken, Unsicherheiten und Inkonsistenzen geprüft, soweit möglich durch vertiefte Analysen zum Unfallablauf präzisiert und soweit möglich ergänzt und fortgeschrieben (z. B. durch erweiterte Untersuchungen zu Entwicklungsmöglichkeiten, Ausbau von Prognosen), um z. B. evtl. noch vorhandene Handlungsoptionen für anlageninterne Notfallmaßnahmen oder verbliebene Systeme zur Verhinderung oder Verringerung einer möglicherweise bevorstehenden Freisetzung aufzuzeigen.

Bei einem auslegungsüberschreitenden Unfall stellt sich auch die Frage, inwiefern die anlageninternen Handlungsmöglichkeiten durch die dann herrschenden radiologischen Bedingungen in der Anlage beeinflusst werden. Zur Einschätzung des Anlagenzustandes und der Prognose der weiteren Entwicklung ist in diesem Zusammenhang auch eine Analyse der radiologischen Situation in der Anlage erforderlich, die vom Team S des Notfallzentrums der GRS vorgenommen wird.

Das Team S des Notfallzentrums der GRS analysiert Informationen zu bereits eingetretenen oder potenziellen Freisetzungen radioaktiver Stoffe in die Umgebung. Für die Ermittlung des Quellterms ist bei einem Ereignisfall im Inland der Betreiber verantwortlich. Fällt dieser als Informationslieferant aus, ist die GRS in der Lage, im Rahmen der verfügbaren Anlageninformationen Quelltermabschätzungen vorzunehmen und zur weiteren Lagebilderstellung verfügbar zu machen. Diese Abschätzungen werden im Anforderungsfall vom Team S in Zusammenarbeit mit den anderen Kernteams des GRS-Notfallzentrums vorgenommen.

## **2.2 Umsetzung des Strahlenschutzgesetzes**

Anlässlich der Umsetzung der Richtlinie 2013/59/Euratom des Rates vom 5. Dezember 2013 (Grundnormenrichtlinie), wurde das Strahlenschutzrecht dem aktuellen wissenschaftlichen Erkenntnisstand angepasst und der Anwendungsbereich des Strahlenschutzrechts erheblich ausgeweitet. Mit dem am 27. Juni 2017 ausgefertigten Strahlenschutzgesetz (StrlSchG, 'Gesetz zum Schutz vor der schädlichen Wirkung ionisierender Strahlung') erhält das bundesdeutsche Strahlenschutzgesetz, das bisher auf dem Atomgesetz und dem Strahlenschutzvorsorgegesetz basierte, eine eigenständige und einheitliche Grundlage. Regelungen, die bisher in der Strahlenschutzverordnung (StrlSchV) und Röntgenverordnung (RöV) erhalten waren, wurden zusammengeführt.

Bei den damit im Zusammenhang stehenden umfangreichen Arbeiten in weiteren Gesetzen und Rechtsverordnungen sowie des untergesetzlichen Regelwerkes im Strahlenschutzrecht ist die GRS über Projekte als Sachverständigenorganisation beteiligt. Im Rahmen dessen hat die GRS an Sitzungen der Hochrangigen Bund-Länder-Arbeitsgruppe „Einheitliches radiologisches Lagebild“ sowie der Unterarbeitsgruppe der Bund-Länder-Arbeitsgruppe „Einheitliches radiologisches Lagebild“ in 2016 teilgenommen.

Das StrlSchG gliedert sich neben allgemeinen Regelungen in vier Hauptteile: "Strahlenschutz bei geplanten Expositionssituationen", "Strahlenschutz bei Notfallexpositionssituationen", „Strahlenschutz bei bestehenden Expositionssituationen“ und "Expositionssituationsübergreifende Vorschriften".



Zu den neuen gesetzlichen Vorgaben zählen unter anderem Regelungen zu

- dem natürlich vorkommenden radioaktiven Edelgas Radon in Aufenthaltsräumen und an Arbeitsplätzen,
- radioaktiven Altlasten,
- Radioaktivität in Bauprodukten,
- der Einführung eines Informations- und Meldesystems bei Vorkommnissen im medizinischen Bereich,
- der Zulässigkeit von Früherkennungsuntersuchungen mittels radioaktiver Stoffe oder ionisierender Strahlung bei asymptomatischen Personen,
- dem Schutz des raumfahrenden Personals und
- dem radiologischen Notfallschutz.

In §§ 106, 107 StrlSchG werden Einrichtung und Aufgaben eines ‚Radiologischen Lagezentrums des Bundes‘ (RLZ) geregelt, das bei einem überregionalen oder regionalen radiologischen Notfall aktiv wird und unter der Leitung des BMU steht. Das RLZ sammelt, bewertet und dokumentiert verfügbare Daten zu dem Ereignis und fasst die gegenwärtige Situation und mögliche Prognosen in einem ‚Radiologischen Lagebild‘ (RLB) zusammen (§ 108 StrlSchG). Das RLB wird vom RLZ an die festgelegten Landesstellen, Bundesbehörden und das gemeinsame Melde- und Lagezentrum von Bund und Ländern im Bundesamt für Bevölkerungsschutz und Katastrophenhilfe (BBK) übermittelt und dient als Grundlage für Entscheidungen über erforderliche Schutzmaßnahmen. Das RLZ wird bei der Wahrnehmung seiner Aufgaben durch das BfS, das Bundesamt für Sicherheit in der nuklearen Entsorgung, die GRS und das BBK (§ 106 StrlSchG Absatz 3) und anderen externen Expertengremien unterstützt.

Bei einem regionalen Notfall erstellt grundsätzlich das Land, in dem sich der Notfall ereignet hat, das radiologische Lagebild. Durch seinen Verzahnungsansatz integriert das Strahlenschutzgesetz die rechtlichen und fachlichen Vorgaben des Bundes für den radiologischen Notfallschutz in das komplexe, föderative System des Bevölkerungsschutzes (unter anderem in §§ 92 - 96, 99, 109 - 111 StrlSchG).

### **2.3 Notfallpläne**

Im Rahmen der Umsetzung der Richtlinie 2013/59/Euratom ist auch die Verpflichtung entstanden, sogenannte Referenzszenarien für Notfallschutzpläne zu entwickeln. Das

StrlSchG sieht ein kohärentes System von aufeinander abzustimmenden Notfallpläne von Bund und Ländern (§§ 97 - 101 StrlSchG) vor, die sich auf eine Reihe von Referenzszenarien für alle Arten von nuklearen und radiologischen Unfällen beziehen und die Beteiligten in die Lage versetzen sollen, schnell abgestimmte Entscheidungen zu treffen und rechtzeitig Maßnahmen einzuleiten. In Deutschland werden die möglichen Notfall-Expositionssituationen durch bestimmte Referenzszenarien abgedeckt, die als Grundlage für die Planungen der Notfallreaktion dienen (siehe §§ 97 (1) und 98 (2) 1. StrlSchG). Die vorgesehenen zehn Referenzszenarien sind in Tab. 2.1 mit einer Kurzbeschreibung gelistet.

**Tab. 2.1** Referenzszenarien des Diskussionsentwurfs des allgemeinen Notfallplans des Bundes in der Version 2.10 vom 21.01.2020

Nr.	Referenzszenario	Kurzbeschreibung
S0	Unklare Situation	Meldungen oder Gerüchte deuten auf eine Freisetzung bzw. erhöhte Expositionen hin, ein auslösendes Ereignis konnte bislang jedoch nicht oder nicht eindeutig ausgemacht werden.
S1	Deutsches Kernkraftwerk (vor Brennelementfreiheit)	Die Katastrophenschutzbehörde wurde durch den Betreiber des Kernkraftwerks alarmiert. Eine Freisetzung droht oder ist eingetreten, deren mögliche radiologische Folgen Schutzmaßnahmen in Deutschland und für deutsche Bürger im Ausland erfordern können.
S2	Kernkraftwerk im grenznahen Ausland in bis 100 km Entfernung von der deutschen Grenze	Ein Notfall ausgehend von einem ausländischen Kernkraftwerk ( $\leq 100$ km von der deutschen Grenze) hat sich ereignet, bei dem eine Freisetzung droht oder eingetreten ist, deren mögliche radiologische Folgen Schutzmaßnahmen in Deutschland und für deutsche Bürger im Ausland erfordern können.
S3	Kernkraftwerk im übrigen Europa	Ein Notfall ausgehend von einem Kernkraftwerk in Europa hat sich ereignet, das mehr als 100 km vom deutschen Staatsgebiet entfernt liegt und bei dem eine Freisetzung droht oder eingetreten ist, deren mögliche radiologischen Folgen Schutzmaßnahmen in Deutschland und für deutsche Bürger im Ausland erfordern können.
S4	Kernkraftwerk außerhalb Europas	Ein Notfall ausgehend von einem Kernkraftwerk außerhalb Europas hat sich ereignet, bei dem eine Freisetzung droht oder eingetreten ist, deren mögliche radiologische Folgen Schutzmaßnahmen in Deutschland und für deutsche Bürger im Ausland erfordern können.

Nr.	Referenzszenario	Kurzbeschreibung
S5	Kerntechnische Anlage oder Einrichtung, die kein Kernkraftwerk ist	Ein Notfall ausgehend von einer anderen kerntechnischen Anlage oder Einrichtung als ein Kernkraftwerk vor Brennelementfreiheit wie z. B. Forschungsreaktoren, Urananreicherungsanlagen oder Lager mit abgebrannten Brennelementen hat sich ereignet und eine Freisetzung bzw. erhöhte Exposition droht oder ist eingetreten, deren mögliche radiologische Folgen Schutzmaßnahmen in Deutschland und für deutsche Bürger im Ausland erfordern können.
S6	Terroristische oder anderweitig motivierte Straftat	Eine Straftat mit radioaktiven Stoffen (z. B. sogenannte schmutzige Bombe) droht oder ist eingetreten. Ein Ereignis im Inland kann Schutzmaßnahmen in Deutschland erfordern, ein Ereignis im Ausland kann Schutzmaßnahmen für deutsche Bürger im Ausland erfordern.
S7	Transportunfall	Ein Notfall beim Transport von radioaktiven Stoffen ist eingetreten.
S8	Notfall im Zusammenhang mit dem Umgang mit radioaktiven Stoffen	Ein Notfall beim Umgang mit radioaktiven Stoffen wie hochradioaktiven Strahlungsquellen kann nicht ausgeschlossen werden oder ist eingetreten oder ein Ereignis im Zusammenhang mit vagabundierenden Strahlungsquellen ist eingetreten.
S9	Satellitenabsturz	Ein Absturz eines Satelliten mit radiologisch relevantem Material an Bord droht oder ist eingetreten, dessen radiologische Folgen Schutzmaßnahmen in Deutschland oder für deutsche Bürger im Ausland erfordern können.
S10	Verteidigungs- oder Spannungsfall	[wird zu einem späteren Zeitpunkt ergänzt]

Gefährdungsanalysen für die einzelnen Referenzszenarien bilden die Grundlage zur Entwicklung optimierter Schutzstrategien. Diese bestehen aus kombinierten Maßnahmen zum Schutz der Bevölkerung und der Rettungsdienste, die auf das jeweilige Referenzszenario und die aktuelle Situation abgestimmt sind. Die optimierten Schutzstrategien bilden den Kern der zugehörigen Notfallpläne, die für verschiedene Regierungsebenen und technische Bereiche entwickelt werden müssen. Die Generalplanung und die Information über die Zuständigkeiten sind Gegenstand des allgemeinen Notfallplans der Bundesregierung. Für bestimmte Bereiche werden auch spezielle Notfallpläne von den zuständigen Bundesbehörden erstellt. Die Pläne des Bundes sollen künftig durch die Pläne der Länder konkretisiert werden. Zur Unterstützung des BMU hat die GRS bereits einen Prototyp für den allgemeinen Notfallplan des Bundes erarbeitet, der derzeit zwischen den verschiedenen zuständigen Behörden auf Bundes- und Länderebene diskutiert und abgestimmt wird. Dabei hat die GRS Szenarien bzw. Quellterme

zu den Punkten eins bis vier (Kernkraftwerke, KKW) und sieben (Transportunfall) recherchiert und bereitgestellt /SOG 15a/.

## **2.4 Werkzeuge und Methoden**

### **2.4.1 Quelltermprognose und -abschätzung**

Die für das GRS-Notfallzentrum relevanten Werkzeuge und Methoden beziehen sich hauptsächlich auf die Ermittlung und Bewertung des Anlagenzustandes und der Quelltermabschätzung. Im Rahmen eines BMU/BfS-Vorhabens wurde von der GRS bereits 2008 ein Rechenprogramm entwickelt, das im Ereignisfall die Prognostizierung möglicher Quellterme auf der Grundlage von Ergebnissen probabilistischer Sicherheitsanalysen (PSA) und unter Berücksichtigung des jeweiligen Anlagenzustandes ermöglicht (BMU/BfS-Vorhaben StSch 4503). Dieses Rechenprogramm FaSTPro nutzt ein Bayesian Belief Network zur Verknüpfung von Beobachtungen und Messungen mit PSA-Ergebnissen. Solche Netzwerke können nicht nur kausal und zeitlich „vorwärts“ analysieren, sondern auch aus bestehenden Beobachtungen „rückwärts“ die möglichen Ursachen identifizieren. Dadurch sind sie für Prognosen und Diagnosen geeignet. FaSTPro enthält eine einfach zu bedienende Nutzeroberfläche, bei der etwa 30 Fragen zum Anlagenzustand mittels multiple-choice zu beantworten sind. FaSTPro toleriert Nichtbeantwortung und ersetzt fehlende Antworten durch die jeweiligen PSA-Daten. Die Rechenzeit beträgt lediglich einige Sekunden. Die anlagenspezifische Anpassung von FaSTPro stützt sich auf die PSA der Stufe 2, die für jedes Kernkraftwerk in Deutschland im Rahmen der nach § 19a Atomgesetz (AtG) geforderten Periodischen Sicherheitsüberprüfung (PSÜ) für Leistungsbetrieb erstellt wurde.

In der Implementierung von FaSTPro besteht eine mögliche Umsetzung der an die Betreiber inländischer KKW gerichteten Empfehlung der Strahlenschutzkommission „Prognose und Abschätzung von Quelltermen bei Kernkraftwerksunfällen“ /SSK 14a/. Die Implementierung von FaSTPro setzt die in /SSK 14a/ enthaltenden Empfehlungen zur Quelltermprognose auf Basis des Anlagenzustandes. In diesem Zusammenhang wurden bereits durch die GRS für die KKW Emsland, Grafenrheinfeld, Grohnde, Isar 2 und Brokdorf sowie Gundremmingen anlagenspezifische Versionen erstellt und an die Betreiber übergeben.

Ergänzend wird in /SSK 14a/ die Implementierung eines Verfahrens zur Quelltermabschätzung aufgrund von radiologischen und meteorologischen Messungen empfohlen. Zur Umsetzung des Verfahrens sind eine systematische Vorgehensweise zur Rückrechnung aus radiologischen und meteorologischen Messungen auf erfolgte Freisetzungen sowie entsprechende Messeinrichtungen erforderlich. Die korrespondierenden Verfahren zur Anwendung in den Krisenorganisationen der Betreiber sind noch im Entwicklungsstadium. Ein System zur Quelltermabschätzung auf Basis von radiologischen und meteorologischen Analysedaten wurde im Rahmen des Vorhabens 3612S60026 für das BfS entwickelt.

Im BMWi-Forschungsvorhaben RS1534 begleitend zum OECD/NEA Projekt BSAF /SON 18/ wurde eine Methode zur Rückrechnung von verfügbaren radiologischen Messdaten auf dem Anlagengelände und in seiner näheren Umgebung auf die Freisetzung von Spaltprodukten aus den drei havarierten Blöcken des KKW Fukushima Daiichi (Quellterm) entwickelt und erfolgreich auf die ersten zwei Wochen des Unfallablaufs angewendet. Die Methode basiert auf der optimierten Anpassung der Nuklidzusammensetzung aus Messwerten und rechnerisch ermittelten Beiträgen kurzlebiger Nuklide und Edelgase an gemessene Verläufe der Ortsdosisleistung und anschließender Rückrechnung auf den Quellterm durch die Invertierung der Beziehungsgleichung zwischen Freisetzung, Ausbreitung und Gammasubmersion am jeweiligen Messort. Die hierfür erforderlichen Ausbreitungsparameter wurden mittels zahlreicher Modellsimulationen mit dem Modellsystem ARTM ermittelt /RIC 15/. In die Rekonstruktion des Quellterms wurden erstmals auch die auf dem Anlagengelände gemessenen Verläufe der Ortsdosisleistung (ODL) einbezogen. Diese lassen sich nur dann sinnvoll interpretieren, wenn Beiträge kurzlebiger Nuklide, insbesondere von I-132, im abgelagerten Nuklidgemisch berücksichtigt werden.

Die Instrumente zur Bewertung von radiologischen Notfällen, die andere kerntechnische Anlagen als KKW oder den Transport und Umgang mit radioaktiven Stoffen betreffen, sind heterogener und in ihrer Entwicklung nicht so weit standardisiert wie für Kernkraftwerksunfälle. Bei der GRS wurden jedoch zahlreiche Analysen zu derartigen Unfallabläufen durchgeführt, die nach entsprechender Systematisierung und Aufbereitung auch als Bewertungsgrundlage im Ereignisfall genutzt werden können.

#### **2.4.2 EDV-Systeme im Strahlenschutz zur Bewertung der Aktivitätsfreisetzung auf dem Anlagengelände im Störfall**

Dem Strahlenschutzbeauftragten in einem Kernkraftwerk stehen zur Bewertung der Aktivitätsfreisetzung verschiedene EDV-Systeme zur Verfügung, die im Folgenden exemplarisch für das KKW Brokdorf dargestellt werden. Der Anlagenzustand lässt sich mit BEDAT überwachen, das verschiedene Anlagenparameter, Wetterdaten, Raumluftaktivität und Ortsdosisleistungen im zeitlichen Verlauf darstellt, wobei die betrachteten Messstellen, Raumbereiche und Zeiträume frei wählbar sind. Das Programm ermöglicht außerdem die Ausgabe störfallrelevanter Daten für einen definierten Zeitpunkt zur Erstellung von Lageberichten für die Information von Behörden. DataEXPERT dient der Visualisierung des Anlagenzustands aus radiologischer Sicht anhand der Ortsdosisleistung am Kraftwerkszaun und ermöglicht die Datenübertragung an BEDAT. Die Quelltermabschätzung erfolgt mittels DORA anhand der ODL am Kraftwerkszaun, dem Abschaltzeitpunkt, der Dauer der letzten Revision, der Betriebstage seit der letzten Revision, der Freisetzungsdauer, und des Nuklidverhältnisses der Freisetzung. Die Centralized Monitor Management Software (CeMoSys™) bietet eine umfassende Plattform für die Verwaltung und Überwachung von Kontaminationsmonitoren. PADE ermöglicht die Erstellung der entsprechenden Berichte /JUR 18/.

#### **2.4.3 Modellierung der Ortsdosisleistung für Anlagenbereiche im Störfall**

Zum Schutz des Personals vor erhöhter Strahlung, während es Störfallmaßnahmen oder Probennahmen durchführt, sind unter Störfallbedingungen Informationen über Ortsdosisleistungen in der Anlage wichtig. Die die Zugänglichkeit bestimmende Ortsdosisleistung wird verursacht durch luftgetragene Aktivität (auch durch Leckagen), Corium und die Kontamination von Systemen oder Komponenten. Auf Grundlage von Anlagendokumentation, Gebäudestruktur, Störfallsystemen und Störfallszenarien lassen sich für zu analysierende Räume zeitliche Ortsdosisleistungsverläufe und Ortsdosisleistungspläne berechnen. Hierfür stellen verschieden Anbieter Programmcodes bereit, die i.d.R nur eingeschränkt verfügbar sind. Damit können Zugangswege und Zugänglichkeiten zu Räumen für Störfallmaßnahmen vorab geprüft werden und die Ergebnisse können zum Training des Personals und als Input für das NHB beitragen.



### **3 AP 2: Bewertung der radiologischen Situation in der Anlage**

Als Grundlage für die Einschätzung der Durchführbarkeit von anlageninternen Handlungsmöglichkeiten aus radiologischer Sicht wird im Folgenden betrachtet, welche ereignisbedingten Beeinträchtigungen des Strahlenschutzes bei der Umsetzung anlageninterner Maßnahmen bei kerntechnischen Unfällen auftreten können und wie diese möglichen Einschränkungen gegebenenfalls unter den radiologischen und anlagentechnischen Bedingungen zu bewältigen sind. Im Ereignisfall sollen frühzeitig Hinweise gegeben werden können, wenn z. B. aus radiologischer Sicht mögliche Einschränkungen der Durchführbarkeit von Maßnahmen absehbar sind oder falls zwecks einer genaueren Bewertung der Lage weitere Informationen erforderlich sind und ob radiologische Einschränkungen bei der Durchführung von Notfallmaßnahmen umgangen oder behoben werden können.

#### **3.1 Analyse von Handlungsoptionen aus radiologischer Sicht**

Gemäß den „Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke“ /BMU 15/ umfasst der anlageninterne Notfallschutz „die Gesamtheit aller Maßnahmen – Notfallmaßnahmen und Handlungsempfehlungen –, die in einem Kernkraftwerk ergriffen werden, um auslegungsüberschreitende Ereignisabläufe, d.h. nicht in der Auslegung vorhergesehene bzw. nicht auslegungsgemäß beherrschbare Anlagenzustände oder Ereignisabläufe möglichst frühzeitig zu erkennen, zu kontrollieren und in ihren möglichen Auswirkungen innerhalb und außerhalb der Anlage wirksam zu begrenzen. Der anlageninterne Notfallschutz stützt sich auf eigens dafür vorgesehene Maßnahmen und Einrichtungen, inklusive nicht fest installierter (mobiler) Einrichtungen (siehe Notfallmaßnahmen), sowie auf die flexible Nutzung aller verfügbaren Sicherheits- und Betriebssysteme und der Notstandseinrichtungen ab (siehe Handlungsempfehlungen)“.

Die im Rahmen des Vorhabens durchgeführte Analyse der anlageninternen Handlungsoptionen (präventive und mitigative Notfallmaßnahmen) im Rahmen der Belange des GRS-Notfallzentrums bezieht sich insbesondere auf die Strahlenschutzaspekte bei der Nutzung von benötigten Räumlichkeiten, Durchführung von Handmaßnahmen sowie Aufenthalts- und Fluchtmöglichkeiten. Zunächst wird eine Übersicht über Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes, insbesondere die durchzuführenden Maßnahmen, den Personalbedarf, den Zeitbedarf, die aufzusuchenden bzw. zu durchquerenden



Räume und vorgesehene Strahlenschutzmaßnahmen, gegeben. Des Weiteren werden die an den aufzusuchenden Orten aufgrund verschiedener Unfallszenarien zu erwartenden Bedingungen (z. B. Direktstrahlung oder Luftaktivität), sowie entsprechender vorgesehener Strahlenschutzmaßnahmen basierend auf dem anfänglichen Aktivitätsinventar /KHA 09/ und den zu erwartenden Freisetzunganteilen /SON 98/ für verschiedene Unfallszenarien und Gebäudeteile betrachtet. Außerdem werden Möglichkeiten, diese Einschränkungen im Ereignisfall z. B. durch Überwachung der Aktivitätskonzentrationen radioaktiver Stoffe in der Raumluft und der Ortsdosisleistung festzustellen, aufgezeigt.

### **3.1.1 Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes**

Im Folgenden werden die verschiedenen Maßnahmen des anlageninternen Notfallschutzes dargestellt. Besonderes Augenmerk liegt dabei auf den zur Durchführung der Maßnahme aufzusuchenden Orten, dem Personalbedarf und der benötigten Zeit, sowie gegebenenfalls zu beachtender Strahlenschutzaspekte. Beispiele für Anlageninterne Notfallmaßnahmen sind u.a. in /KTA 14a/ gegeben.

#### **Präventivmaßnahmen:**

- Primärseitige Druckentlastung und ggf. Bespeisung
- Sekundärseitige Druckentlastung und Bespeisung (ggf. mit mobiler Pumpe)
- Hochdruck (HD) - Sumpfansaugung
- Versorgung von Notstromeinrichtungen mit mobilen Dieselaggregaten
- Externe Bespeisung des Brennelement(BE)-Lagerbeckens

#### **Mitigativmaßnahmen:**

- Gefilterte Druckentlastung des Sicherheitsbehälters
- H<sub>2</sub>-Abbau durch Rekombinatoren
- Unfall-Probenahmesystem

#### **Personal- und Zeitbedarf, Zugänglichkeit von Anlagenbereichen:**

Zur Ermittlung der strahlenschutzrelevanten Aspekte für die Durchführung anlageninterner Notfallmaßnahmen wurden regulatorische Anforderungen themenbezogene Eigenarbeiten der GRS und relevante wissenschaftlich-technische Publikationen ausgewertet und in Bezug auf die aus radiologischer Sicht wesentlichen Gesichtspunkte typisiert. Die

Recherche bezieht auch die Auswertung einschlägiger Regeln des Kerntechnischen Ausschusses (KTA) (z. B. /KTA 14b/, /KTA 10/, /KTA 07/) sowie von SSK-Empfehlungen, z. B. zu Notfallschutzmaßnahmen der Betreiber, baulichen und organisatorischen Maßnahmen auf der Anlage oder zur Verfügbarkeit der Kerntechnischen Hilfsdienst GmbH /SSK 15/, mit ein. Die Ergebnisse werden im Folgenden summarisch dargestellt.

Der Zeitbedarf zur Durchführung der Maßnahmen umfasst typischerweise einen Bereich von einer halben Stunde bis zu mehreren Stunden, innerhalb derer der Aufenthalt in verschiedenen Anlagenbereichen erforderlich ist. Hinzu kommen ggf. noch Wegezeiten im Bereich von einigen Minuten bis 10 Minuten. I.d.R. sind mehrere Personen zur Durchführung der Maßnahmen erforderlich.

Nachfolgend werden exemplarisch Anlagenbereiche einer typischen DWR-Anlage genannt, deren Betreten zur Durchführung von Notfallmaßnahmen erforderlich werden kann:

- Warte,
- Notspeisegebäude,
- Maschinenhaus,
- Anlagengelände,
- Reaktorhilfsanlagengebäude,
- Schaltanlagengebäude,
- Notstromerzeugergebäude,
- Dieselgebäude,
- Reaktorgebäude-Ringraum,
- Reaktorsicherheitsbehälter (Betriebsräume),
- Labor.

### **3.1.2 Überwachung der Aktivitätskonzentrationen radioaktiver Stoffe in der Raumluft**

Die Überwachung der Aktivitätskonzentration radioaktiver Stoffe in der Raumluft bei bestimmungsgemäßem Betrieb ermöglicht unter anderem die automatische Auslösung von Signalen bei Überschreitungen von Schwellenwerten zur Erkennung erhöhter Konzentration radioaktiver Stoffe in der Raumluft und zur Einleitung der erforderlichen

Maßnahmen und Erfassung erhöhter Konzentrationen luftgetragener radioaktiver Stoffe im Hinblick auf den Personenschutz. Für diese Aufgaben werden festinstallierte und nicht festinstallierte Mess- und Sammeleinrichtungen verwendet. Die Überwachung der Aktivitätskonzentration luftgetragener radioaktiver Stoffe in Räumen oder Raumgruppen, soweit hiermit Leckagen aus radioaktive Medien führenden Komponenten und Rohrleitungen sowie sonstige Freisetzungen radioaktiver Stoffe in die Raumluft festgestellt werden sollen, erfolgt mit festinstallierten Mess- oder Sammeleinrichtungen und dient damit unter anderem als Entscheidungshilfe bezüglich der Begehbarkeit von Räumen durch das Personal und des Einsatzes weiterer nicht festinstallierter Messeinrichtungen. Festinstallierte Messeinrichtungen zur Erfassung der Aktivitätskonzentrationen von radioaktiven Edelgasen und Schwebstoffen in der Raumluft sind im Hilfsanlagegebäude, dem Ringraum und dem Sicherheitsbehälter vorgesehen. In Hilfsanlagegebäude und Ringraum erfolgt, wenn erforderlich, zusätzlich die Überwachung der Aktivitätskonzentration von Jod in der Raumluft. Die Überwachung der Aktivitätskonzentration luftgetragener radioaktiver Stoffe in der Raumluft an Arbeitsplätzen erfolgt vornehmlich durch nicht festinstallierte Mess- oder Sammeleinrichtungen. Festinstallierte Messeinrichtungen sind an das Notstromnetz anzuschließen /KTA 17a/ In den einzelnen Anlagen können weitere Einrichtungen vorhanden sein.

Im Rahmen der Kernreaktor Fernüberwachung (KFÜ) werden durch das aufsichtführende Land ebenfalls Aktivitätskonzentration in den Strahlenschutzbereichen der Anlage erhoben. Die Verwendung der Daten umfasst deren Weitergabe insbesondere bei Störfällen und Unfällen an andere Stellen /BMU 05/.

### **3.1.3 Überwachung der Ortsdosisleistung**

Die Überwachung der Ortsdosisleistung in Kernkraftwerken hat an Orten, an denen im bestimmungsgemäßen Betrieb Veränderungen der Ortsdosisleistung zu erwarten sind und Personen gewarnt werden müssen und an denen eine Erfassung der Ortsdosisleistung bei Ereignissen erforderlich ist, die nicht zum bestimmungsgemäßen Betrieb gehören, sowie in Sperrbereichen, soweit für sie zur Erfassung der Ortsdosisleistung festinstallierte Messeinrichtungen erforderlich sind, zu erfolgen. Die Ortsdosisleistung ist insbesondere an den Eingängen des Sicherheitsbehälters (Personenschleuse (redundant) und Materialschleuse) und während und nach Störfällen im Maschinenhaus vorgeschrieben. Weitere typische Messorte sind vor dem Lager für radioaktive Stoffe, an der Brennelementewechselbühne und im Kugelmessraum. Die Messeinrichtungen sind an

das Notstromnetz anzuschließen /KTA 10/. In den einzelnen Anlagen können weitere Einrichtungen vorhanden sein.

Im Rahmen der KFÜ wird durch das aufsichtführende Land ebenfalls die Ortsdosisleistung in den Strahlenschutzbereichen der Anlage sowie in der Umgebung erhoben. Die Verwendung der Daten umfasst deren Weitergabe insbesondere bei Störfällen und Unfällen an andere Stellen /BMU 05/.

### **3.1.4 Lüftungstechnische Anlagen im Kontrollbereich**

Die Aufgaben der Lüftungstechnischen Anlagen umfassen

- die kontrollierte Ableitung der Fortluft aus Kontrollbereichen ausschließlich über die dafür vorgesehenen Wege,
- die Filterung der Luft von Fortluftsträngen zur Rückhaltung von radioaktivem Jod und radioaktiven Schwebstoffen,
- die Begrenzung der Jod- und Schwebstoffaktivitätskonzentrationen in der Raumluft durch Umluftfilteranlagen oder Bemessung der Abluftmenge,
- die Einhaltung von strahlenschutztechnisch vorgegebene Raumunterdrücken, Raumunterdruckstaffelungen und Luftströmungsrichtungen sowie von zulässigen Raumlufttemperaturen, Luftfeuchten und Mindestluftwechsel,
- die Versorgung begehrbarer Räume mit dem erforderlichen Außenluftanteil,
- die Ableitung brennbare und schädliche Gase und Dämpfe mit der Raumluft und
- die Verhinderung des Eindringens von brennbaren und schädlichen Gasen und von Druckstößen durch Lüftungsöffnungen in Bereiche mit sicherheitstechnisch wichtigen Anlagenteilen /KTA 17b/.

Im Weiteren wird auf diejenigen Aspekte detaillierter eingegangen, die für die Bewertung der radiologischen Situation in der Anlage von Bedeutung sind.

#### **3.1.4.1 Anlagen der Lüftungsklasse 1**

Zur Sicherstellung des Sicherheitseinschlusses sind die zur betriebsmäßigen Be- und Entlüftung und zur Spülung des Sicherheitsbehälters dienenden Kanaldurchführungen durch den Sicherheitsbehälter mit mindestens zwei hintereinander geschalteten Lüftungsarmaturen ausgerüstet, die im Hinblick auf Dichtheitsprüfungen an den Dichtsitzen, Gehäusedurchführungen und Flanschverbindungen mit Doppeldichtungen mit

Absaugmöglichkeiten ausgeführt sind. Der Volumenstrom der Leckluft ist für jede Lüftungsarmatur am Sicherheitsbehälter, d. h. Dichtsitze, Gehäusedurchführungen und Flanschverbindungen, mit den Dichtheitsanforderungen des Sicherheitsbehälters abgestimmt. Im Allgemeinen ergibt sich dabei ein Wert von etwa 0,5 l/h (bei einem Druck von 1 bar und einer Temperatur von 20 °C) bei einer Druckdifferenz von 20 mbar. Die Armaturen sind so angeordnet, dass ein Anpressen der Schließeinrichtung an die Dichtflächen durch einen Überdruck im Sicherheitsbehälter bewirkt wird /KTA 17b/.

Die Ventilatoren der Fortluftanlagen zur Aufrechterhaltung eines Unterdruckes im Ringraum sind so ausgelegt, dass auch bei Nichtverfügbarkeit eines Ventilators, z. B. bei Reparatur, noch eine Redundanz vorhanden ist. Die elektrischen Antriebe der Ventilatoren sind an Notstromanlagen unter Beachtung der strangweisen Trennung angeschlossen. Bei der Festlegung der Verzögerungszeit für das Schließen der Absperrklappen zwischen Ringraum und der Fortluftanlage für den Ringraum, falls dies zur Vermeidung von unzulässigen Überdrücken im Ringraum notwendig ist, ist die radiologische Umgebungsbelastung berücksichtigt. Durch den Druckaufbau im Sicherheitsbehälter ergibt sich nach einem Kühlmittelverluststörfall bis zum Schließen der Absperrarmaturen ein Überdruck in den angeschlossenen Luftkanälen, wodurch sich Undichtigkeiten ergeben können und dadurch nach erfolgtem Abschluss des Sicherheitsbehälters Außenluft in die den Sicherheitsbehälter umgebenden Räume eindringen kann. Durch Geringhaltung der Fortluftvolumenströme wird die Verweilzeit der Radionuklide in den angeschlossenen Räumen erhöht. Die höchstzulässige spezifische Leckrate bei Absperrklappen zur lüftungstechnischen Trennung des Reaktorgebäudes von der Außenluftanlage und der Fortluftanlage darf 10 l/h·m<sup>2</sup> (bei einem Druck von einem bar und einer Temperatur von 20 °C) bei einer Druckdifferenz von 20 mbar nicht überschreiten, wobei die Fläche, auf die sich die Leckrate bezieht, der abgedeckte Strömungsquerschnitt ist. Es sind zwei in Reihe geschaltete Klappen installiert /KTA 17b/.

Die Fortluftfilteranlage, die während oder unmittelbar nach Störfällen betrieben werden muss, enthält Jod- und Schwebstofffilterelemente zur Begrenzung der Freisetzung aus der Anlage. Sie ist entsprechend nur für die Situation außerhalb des Reaktorgebäudes von Belang /KTA 17b/.

Die Ventilatoren der Umluftkühlanlagen der Lüftungsklasse 1 (Notspeisegebäude, Gebäudescheiben für sicherheitstechnische Redundanzen im Schaltanlagengebäude, Notstromerzeugergebäude und ggf. Warte) haben mindestens die gleiche Redundanz wie die sicherheitstechnischen Einrichtungen, zu deren Funktion sie erforderlich sind. Die

Umluftkühlanlage für die Warte ist grundsätzlich redundant ausgelegt. Sofern zusätzlich zur Warte eine Notsteuerstelle vorhanden ist, ist die Auslegung der Umluftkühlanlage für die Warte mit 1 · 100 % ausreichend. Die Anlage muss ohne Außenluftzufuhr betreibbar sein. Die Luftkühler sind an das zugehörige notstromgesicherte Kühlsystem angeschlossen und die Antriebe der Ventilatoren an eine Notstromanlage. Die Zuluft für Schaltanlagen- und Elektronikräume wird über Filter der Klasse F 7 nach DIN EN 779 geführt /KTA 17b/.

Das Notstromerzeugergebäude verfügt des Weiteren über eine Fortluftanlagen für die Abführung der Verlustwärme /KTA 17b/.

### **3.1.4.2 Anlagen der Lüftungsklasse 2**

Die Fortluftanlagen von Sicherheitsbehälter, Ringraum, Reaktor- und Hilfsanlagengebäude sind redundant ausgelegt und an eine Notstromanlage angeschlossen. Die Systemluft aus radioaktive Stoffe führenden Einrichtungen (z. B. Probeentnahmeeinrichtungen, Digestorien, Arbeitsplatzabsaugung, Behälter) wird durch Schwebstofffilterelemente und erforderlichenfalls zusätzlich durch eine Jodfilteranlage gereinigt /KTA 17b/.

Die Umluftfilteranlagen im Sicherheitsbehälter bestehen aus in Strömungsrichtung vorgeschalteten Schwebstofffilterelementen mindestens der Filterklasse H 13 nach DIN EN 1822-1, aus Jodfilteranlagen und aus in Strömungsrichtung nachgeschalteten Schwebstofffilterelementen mindestens der Filterklasse E 11 nach DIN EN 1822-1 /KTA 17b/.

### **3.1.4.3 Exemplarisches Lüftungstechnisches Anlagenkonzept für den Kontrollbereich eines DWR**

Die zur Beherrschung von Auslegungsstörfällen benötigten sowie die betrieblich wichtigen Ventilatoren und Abschlussarmaturen sind an die Notstromversorgung angeschlossen. Soweit Ventilatoren redundant vorhanden sind, erfolgt bei Ventilatorausfall eine automatische Umschaltung auf den in Reserve stehenden Ventilator.

Lüftungsanlagen, die eine Verbindung zum Sicherheitsbehälter im Reaktor- und Spülbetrieb haben, sind am Durchtritt durch den Sicherheitsbehälter jeweils mit einer innen- und einer außen liegenden Abschlussarmatur ausgerüstet. Zur Verhinderung von Aktivitätsfreisetzung bei einem Kühlmittelverluststörfall werden die im Reaktorbetrieb

geöffneten Abschlussarmaturen nach Auslösung durch den Reaktorschutz automatisch geschlossen. Die beiden Abschlussarmaturen und die Lüftungskanäle durch den Ringraum sind dabei jeweils für die im Störfall auftretenden Belastungen ausgelegt. Die Abschlussarmaturen am Sicherheitsbehälter schließen selbsttätig bei einem Ausfall der Stromversorgung.

Der Kontrollbereich ist lufttechnisch folgendermaßen gegliedert:

- Reaktorgebäude
  - a) Sicherheitsbehälter mit den Raumgruppen
    - o Betriebsräume (begehbar während des Reaktorbetriebes)
    - o Kleine Anlagenräume (bedingt begehbar während des Reaktorbetriebes)
    - o Große Anlagenräume (normalerweise nicht begehbar während des Reaktorbetriebes)
  - b) Ringraum zwischen Sicherheitsbehälter und Betonhülle
- Reaktorhilfsanlagegebäude
  - o belüftete Räume, die Komponenten der Reaktorhilfssysteme enthalten
  - o teilklimatisierte Räume (z. B. Sozialräume)
  - o klimatisierte Räume (z. B. Laborräume)
- Aufbereitungsgebäude für radioaktive Abfälle
  - o belüftete Räume, die Komponenten zur Handhabung und Lagerung radioaktiver Abfälle enthalten.

Die genannten Räume oder Raumgruppen werden mit Zuluft über eine gemeinsame Außenluftanlage versorgt mit Ausnahme der Anlagenräume im Sicherheitsbehälter. Diese erhalten Zuluft durch Leckageluft aus den begehbaren Betriebsräumen.

Das Unterdruckgefälle (Druckstaffelung) zwischen den verschiedenen Raumgruppen im Sicherheitsbehälter wird über eine Unterdruckhalteanlage erzeugt, die geregelt aus den großen und kleinen Anlagenräumen absaugt. Das Niveau des Unterdrucks in den Betriebsräumen wird dabei durch Regelung des Zuluftvolumenstroms eingestellt.

Im Hilfsanlagegebäude, Aufbereitungsgebäude für radioaktive Abfälle und im Ringraum wird der Unterdruck durch Absaugung über eine gemeinsame Fortluftanlage erzeugt, wobei der Unterdruck ebenfalls durch Regelung des Zuluftvolumenstroms eingestellt wird.

Bei einem Kühlmittelverluststörfall im Sicherheitsbehälter und damit verbundenem Lüftungsabschluss des Sicherheitsbehälters und des Ringraumes wird über den Reaktorschutz automatisch die Ringraumabsauganlage eingeschaltet, die dafür sorgt, dass im Ringraum gegenüber der Atmosphäre ein Unterdruck aufrechterhalten wird.

Die Ringraumabsaugung gewährleistet den Unterdruck im Ringraum bei einem Kühlmittelverluststörfall innerhalb des Sicherheitsbehälters. Die abgesaugte Luft wird über eine Filteranlage gefiltert an den Kamin abgegeben. Durch die Unterdruckhaltung im Ringraum nach Kühlmittelverluststörfällen wird erreicht, dass radioaktive Stoffe, die mit Leckagen in den Ringraum gelangt sind, nur kontrolliert und gefiltert an die Umgebung abgegeben werden.

Da die Ringraumabsaugung nicht für den bestimmungsgemäßen Betrieb vorgesehen ist, steht die Filteranlage ohne Vorbelastung für den Betrieb während eines Störfalles zur Verfügung. Die Abschlussklappen im Absaugestrag von einer der beiden Filteranlagen sind während des Reaktorbetriebes in Offenstellung verriegelt; eine Rückströmung bei nicht laufenden Ventilatoren wird durch Rückschlagklappen verhindert.

Bei einem Kühlmittelverluststörfall im Sicherheitsbehälter werden nach Auslösung durch den Reaktorschutz

- die Abschlussarmaturen (je eine innen und außen) im Zuluft- und Fortluftkanal für den Sicherheitsbehälter und Ringraum automatisch geschlossen und
- die Anlage zur Ringraumabsaugung automatisch eingeschaltet.

Die Abschlussarmaturen für den Sicherheitsbehälter schließen ferner

- selbsttätig bei Stromausfall und
- automatisch bei Aktivität im Sicherheitsbehälter oder bei einer Druckdifferenz, die größer einem festgelegten Maximalwert des Sicherheitsbehälterdrucks gegenüber dem Atmosphärendruck ist.



Zur Beherrschung von Auslegungsstörfällen bzw. für den Reaktorbetrieb sind folgende Lüftungstechnische Anlagen an das Notstromnetz 1 angeschlossen:

- Ringraumabsauganlage,
- Fortluftanlage,
- Unterdruckhalteanlage Sicherheitsbehälter,
- Umluftanlagen Kabelkanäle Ringraum (1 Ventilator je Kabelkanal),
- Umluftanlagen große Anlagenräume Sicherheitsbehälter und
- Gebläse zur Luftaktivitätsüberwachung.

Weiterhin sind die Abschlussarmaturen am Sicherheitsbehälter und Ringraum an das Notstromnetz 1 angeschlossen.

### **3.1.5 Strahlenschutzmaßnahmen für das Personal bei großen Aktivitätsfreisetzungen**

Grundsätzliche Strahlenschutzmaßnahmen für das Personal in Anlagen bei großen Aktivitätsfreisetzungen sind in /KTA 14b/ festgelegt. Demnach sind die Aufgaben des Strahlenschutzpersonals im Hinblick auf Störfälle und Unfälle schriftlich festzulegen und in das Anweisungssystem aufzunehmen. Dazu zählen auch Angaben über Umfang und Häufigkeit von Übungen des Strahlenschutzpersonals. Die Planung und Vorbereitung von Maßnahmen muss so ausgerichtet sein, dass bei den durchzuführenden Maßnahmen und Tätigkeiten eine unnötige Strahlenexposition vermieden wird. Hierzu ist ein Schutzkonzept für Störfall- und Unfallsituationen für das Personal vorgesehen. Bei Tätigkeiten in Bereichen erhöhter Strahleneinwirkung sind die in der Unfallverhütungsvorschrift Kernkraftwerke enthaltenen Durchführungsanweisungen zu beachten. Zur Planung und Vorbereitung von Strahlenschutzmaßnahmen für Störfälle und Unfälle gehört auch die Bereitstellung von geeigneten Strahlenschutzhilfsmitteln in ausreichender Anzahl. Das Strahlenschutzpersonal hat dafür zu sorgen, dass fremdbelüftete Schutzanzüge und die Atemluftzuführungen vor jedem Einsatz auf ihre Funktionstüchtigkeit überprüft werden. Abschirmmaterialien müssen in ausreichender Menge vorhanden sein und so gelagert und bereitgehalten werden, dass sie unter möglichst geringer Strahlenexposition an den Einsatzort transportiert werden können. Geeignete Vorrichtungen für Transport und Befestigung der Abschirmmaterialien sind vorbereitet oder angebracht und eine Kontamination dieser Materialien soll vermieden werden. Der Austausch der Filter von Schutzmasken sowie die Dichtheitsprüfungen der Masken werden regelmäßig durchgeführt, wobei mindestens die vom Hersteller empfohlenen Fristen und Ablaufdaten der Filter eingehalten werden.

Erforderliche Strahlenschutzhilfsmittel sind:

- Nicht festinstallierte Strahlungsmessgeräte
  - Ortsdosisleistungsmessgeräte für Gamma-, Beta- und Neutronenstrahlung sowie Gamma-Dosiswarngeräte und Gamma-Dosisleistungswarngeräte,
  - Personendosimeter für Gamma- und Neutronenstrahlung,
  - Sonderdosimeter (z. B. Fingerringdosimeter, Funkdosimeter),
  - nuklidspezifische Messgeräte,
  - Kontaminationsmessgeräte für Materialoberflächen und Bodenflächen (für Bodenflächen empfehlen sich fahrbare Messgeräte mit einer größeren Detektorfläche),

- Personenkontaminationsmonitore (gegebenenfalls festinstalliert),
- Kleinmaterial-Monitore für die Kontrolle von Kleinteilen und Werkzeugen,
- Wischprobenauswertegeräte,
- Geräte zur Überwachung der Aktivitätskonzentration von an Schwebstoffe gebundenen radioaktiven Stoffe, gasförmigem Jod und Edelgasen in der Luft und
- Luftprobenentnahmegерäte zur Bestimmung von an Schwebstoffe gebundenen radioaktiven Stoffe, gasförmigem Jod und Edelgasen in der Luft.
- Körperschutzmittel
  - Schutzanzüge gegen trockene, nasse und gasförmige Kontamination,
  - Schutzmasken mit Filtern gegen an Schwebstoffe gebundene radioaktive Stoffe und radioaktives Jod,
  - umluftunabhängige Atemschutzgeräte,
  - Hautschutzpaste,
  - Handschuhe,
  - Schuhe, Überschuhe und
  - Schutzbrillen.
- Mobile Abschirmungen
  - Setzsteine (z. B. Blei, Beton) und
  - Bleimatten oder Bleibleche.
- Abfallbehälter
- Materialien für Absperrungs-, Kennzeichnungs- und Warnzwecke,
- Abdeckfolien, Folienbeutel, Schlauchfolie, Folienschweißgeräte, Klebeband, Material für Folienzelte, Adhäsionsmatten insbesondere an Ausgängen von Kontaminationszonen,
- Materialien zur Dekontamination von Personen und Kleinteilen,
- Bodenreinigungsgeräte,
- Mobile oder festinstallierte Luftabsaugvorrichtungen für den Arbeitsplatz,
- Aufzeichnungs- und Überwachungsmittel (z. B. mobile Videoeinrichtung, Digitalkameras) und
- Kommunikationsmittel (z. B. Sprechfunk).

Bei einem Notfall sind nur diejenigen Beschäftigten auf dem Kraftwerksgelände zu belassen, die für die Bewältigung des Notfalls benötigt werden. Die Maßnahmen sind zweckmäßigerweise zu staffeln, wobei jeweils der höhere Wert aus effektiver Dosis und Schilddrüsendosis zur Einordnung herangezogen wird.

### **3.2 Situation in den für die Durchführung der Notfallschutzmaßnahmen zu begehenden Räumen**

Die Beschreibung der Situation in den einzelnen Räumlichkeiten wird im Folgenden diskutiert. Die Reihenfolge entspricht dabei der Anzahl der Notfallmaßnahmen, für die der entsprechende Raum aufgesucht werden muss, wobei mit dem am häufigsten aufgesuchten Raum begonnen wird. Zusätzlich wird an letzter Stelle die Situation innerhalb des Sicherheitsbehälters betrachtet.

Im Lagebericht des Betreibers sind Angaben zur Begehbarkeit der Anlage (alle Anlagenbereiche bzw. Betriebsgelände), gegebenenfalls erhöhter ODL außerhalb des Kontrollbereichs und ereignisbedingter Kontaminationen auf dem Betriebsgelände vorgesehen.

Relevante Tätigkeiten sind nach Stand von Wissenschaft und Technik aus entsprechend abgeschirmten Raumbereichen durchführbar, so dass auch bei erhöhter Dosisleistung von deren Ausführbarkeit ausgegangen werden kann. Eine Beeinflussung durch erhöhte Dosisleistung in den Einsatzräumen muss ggf. unterstellt werden, wenn die Einsatzräume aufgrund der Ausbreitungsrichtung unterhalb einer Abluffahne liegen.

#### **3.2.1 Warte**

Um einen langfristigen Aufenthalt des Betriebspersonals in der Warte zu ermöglichen und die Strahlenbelastung des Wartenpersonals zu begrenzen, werden im Ereignisfall die Ventilatoren der Zuluft- und der Abluftanlage abgeschaltet, die Klappen in der Außenluft geschlossen sowie die notstromgesicherte Umluftanlage für Warte und Rechnerraum auf reinen Umluftbetrieb zugeschaltet, soweit diese nicht schon in Betrieb ist. Zusätzlich kann eine mobile Filteranlage (Schwebstoff- und Jodsorptionsfilter) an die Umluftanlage angeschlossen werden, um die Warte und den wartenzugehörigen Raumbereich auf einem geringen Überdruck zu halten und somit Einwärtsleckagen zu vermeiden. Der zur Überdruckhaltung notwendige Volumenstrom wird gefiltert aus dem Schaltanlagegebäude angesaugt. Dadurch gelangt kontaminierte Außenluft nur verzögert und verdünnt zur Ansaugstelle. Bei Aktivität in der Außenluft wird der Lüftungsabschluss

mit Umschalten auf Umluftbetrieb im Notspeisegebäude von der Warte aus durchgeführt. In diesem Fall wird die Zuluft für die Notsteuerstelle zum Schutz für das Betriebspersonal über eine Filteranlage (Aerosol- und Jodfilter) gefiltert.

Die mobile Filteranlage ist so ausgelegt, dass sie bei einer Durchsatzleistung von 2000 – 4000 m<sup>3</sup>/h einen Absolutfilterabscheidungsgrad von 99,99 % aufweist. Der Abscheidungsgrad für elementares Jod beträgt bei dieser Durchsatzleistung mindestens 99,9 % bei organischem Jod mindestens 97 %.

Zur Vermeidung des Eintrags kontaminierter Luft in die Wartenräume und Wartennebenräume ist vor dem Ausführen der gefilterten Druckentlastung des Sicherheitsbehälter entsprechend des Notfallhandbuchs im Rahmen der Herstellung der Einsatzbereitschaft der erforderlichen Einrichtungen u. a. auch die mobile Zuluftfilterung für die Hauptwarte zu installieren und in Betrieb zu nehmen. Neben weiteren Maßnahmen, wie die Umschaltung der Lüftungsanlage im Schaltanlagegebäude in den Umluftbetrieb soll mit der Zuluftfilterung der Hauptwarte ein langfristiger Aufenthalt des Betriebspersonals in der Warte ermöglicht und die Strahlenbelastung des Wartenpersonals begrenzt werden. Durch den Anschluss der mobilen Zuluftfilteranlage werden die Warte und der wartenzugehörige Raumbereich auf einem geringen Überdruck gehalten und somit Einwärtsleckagen vermieden. Der zur Überdruckhaltung notwendige Volumenstrom wird mit der mobilen Zuluftfilteranlage aus dem Schaltanlagegebäude angesaugt und gefiltert (Schwebstoff- und Aktivkohlefilter).

Die Warte und die Notfallräume werden i.d.R. so angelegt, dass sie durch massive Betonstrukturen abgeschirmt werden können. Diese Abschirmwirkung ermöglicht den Aufenthalt auch bei sehr hohen Strahlenpegeln außerhalb der Gebäude.

Während und nach einer möglichen gefilterten Druckentlastung ist der Einfluss der freigesetzten Edelgase, Jod und Aerosole (Inhalationsdosis), die Direktstrahlung aus der Fortluftfahne und die Direktstrahlung aus radioaktiven Ablagerungen auf dem Dach der Gebäude zu berücksichtigen. Aus der Summe der Einflüsse kann sich die Notwendigkeit ergeben, die betroffenen Räume temporär oder längerfristig zu räumen. Als Alternative steht dann z. B. die Ausweichstelle zur Verfügung.

### **3.2.2 Notspeisegebäude**

Die lufttechnische Versorgung der vier Gebäudescheiben im Notspeisegebäude erfolgt durch je eine Lüftungsanlage. Die Frisch- und Fortluftöffnungen der Lüftungsanlagen für das Notspeisegebäude sind gegen das Eindringen von Gasen ausgerüstet. Es wird durch das Kraftwerkspersonal von der Warte Lüftungsabschluss für das Notspeisegebäude ausgelöst. Der Lüftungsabschluss erfolgt automatisch ggf. durch manuelles Betätigen des Tasters „Gasalarm“, es werden die Außenluft- und Fortluftabsperreklappen geschlossen sowie die Außenluft und Fortluftventilatoren abgeschaltet. Dadurch kann auch das Eindringen von Rauch und heißen Brandgasen vermieden werden, soweit dies nicht bereits durch selbsttätiges Schließen von Brandschutzklappen erfolgt.

### **3.2.3 Schaltanlagegebäude**

Die Bereitstellung von Frischluft im Schaltanlagegebäude erfolgt über Außenluftanlage, wobei nur die Abluft gefiltert wird. Für das Schaltanlagegebäude sind ebenfalls Einrichtungen zum Absperren der Lüftungsöffnungen vorhanden.

### **3.2.4 Hilfsanlagegebäude**

Im Falle eines kleinen Lecks im Reaktorkühlsystem ohne Ansprechen von Notkühlkriterien bei Störfalleintritt wird durch die Absperrung der Gebäudeentwässerung eine unkontrollierte Abgabe von Radioaktivität aus dem Gebäudesumpf in das Reaktorhilfsanlagegebäude und ein Leerfördern des Gebäudesumpfes bei Kühlmittelverluststörfällen vermieden. Mit Ausnahme des Falls mit unterstelltem totalem Spannungsausfall bleiben die Zustände im Reaktorhilfsanlagegebäude während des Unfallablaufs im Wesentlichen unverändert /SON 98/, /SON 01/.

In einem Raum auf dem Dach des Reaktorhilfsanlagegebäudes befindet sich der Gleitdruck-Venturiwäscher für die gefilterte Druckentlastung mit einer Höhe von 8,3 m, einem Durchmesser von 2,6 m und einem Wasservolumen von etwa 10 m<sup>3</sup>. Das infolge einer gefilterten Druckentlastung im Filter zurückgehaltene Aktivitätsinventar könnte in angrenzenden Bereichen zu einer erhöhten Dosisleistung durch Direktstrahlung führen. Das Filtersystem ist für die folgende Radionuklid-Rückhaltung ausgelegt:

- größer 99,9 % für Aerosole, d. h. ein Aerosol-Dekontaminationsfaktor von > 1.000 bis zu einer maximalen Aerosolmasse von 40 kg,

- größer 99 % für elementares Jod, d. h. ein gasförmiger Jod-Dekontaminationsfaktor von > 100.

In Tab. 3.1 und Tab. 3.2 sind die infolge verschiedenen Unfallabläufe im Filter zurückgehaltene Aktivitätsinventare zusammengefasst. Bei der gefilterten Sicherheitsbehälter-Druckentlastung besteht die Möglichkeit, den kontaminierten Filtertank manuell zu entleeren und ihn anschließend mit Waschflüssigkeit neu aufzufüllen. Dies steigert die Rückhaltekapazität während einer länger andauernden Druckentlastung des Sicherheitsbehälters /SON 98/, /SON 01/.

**Tab. 3.1** Aktivität in Bq im Filter des Sicherheitsbehälter-Venting-Systems als Folge verschiedener Unfallszenarien. Die Berechnung erfolgte anhand des Inventars gemäß /SSK 04/ und der Freisetzungsteile aus /SON 98/, /SON 01/.

Radionuklidgruppe	Totalausfall der DE-Speisewasserversorgung mit primärseitiger Druckentlastung	Bruch der DH-Verbindungsleitung am heißen Strang	Totalausfall DE-Speisewasser mit primärseitiger Druckentlastung	Totalausfall DE-Speisewasser mit sekundär- und primärseitiger Druckentlastung	Transiente mit Totalausfall DE-Speisewasser und Ausfall der Notfallmaßnahmen
Edelgase	-	-	-	-	-
Alkalimetalle	2,29E+15	7,58E+14	8,47E+15	1,79E+16	1,80E+17
Ba	1,69E+15	8,48E+14	9,58E+14	8,12E+14	1,60E+15
Te	9,25E+15	1,65E+15	1,95E+16	1,65E+16	1,01E+16
Ru	1,58E+09	4,52E+10	9,59E+08	9,04E+08	1,67E+09
Mo	1,25E+12	2,37E+12	1,66E+11	2,90E+09	4,36E+09
Ce	2,93E+13	1,49E+13	2,93E+13	3,56E+13	2,85E+13
La	1,97E+13	7,23E+12	1,24E+13	1,38E+13	1,26E+13
CsI	1,10E+16	1,55E+15	2,36E+16	5,99E+16	3,89E+17

**Tab. 3.2** Aktivität in Bq im Filter des Sicherheitsbehälter-Venting-Systems als Folge verschiedener Unfallszenarien. Die Berechnung erfolgte anhand des Inventars gemäß /SSK 04/ und der Freisetzungsteile aus /SON 98/, /SON 01/.

Radio-nuklid gruppe	50 cm <sup>2</sup> Leck im heißen Strang und Ausfall der DE	50 cm <sup>2</sup> Leck im heißen Strang	200 cm <sup>2</sup> Leck heiß und Ausfall DE	200 cm <sup>2</sup> Leck heiß und Ausfall ND-Notkühlung	10 cm <sup>2</sup> Leck heiß und Ausfall DE	10 cm <sup>2</sup> Leck kalt und Ausfall DE
Edelgase	-	-	-	-	-	-
Alkali-metalle	8,44E+15	2,28E+14	8,67E+15	-	1,38E+16	1,55E+16
Ba	2,03E+15	4,23E+14	7,57E+14	-	5,47E+14	2,80E+14
Te	6,64E+15	8,63E+14	7,60E+15	-	2,23E+16	9,78E+15
Ru	7,82E+10	5,92E+09	5,37E+09	-	7,94E+08	2,11E+08
Mo	1,50E+12	5,47E+11	1,22E+12	-	6,75E+09	1,55E+09
Ce	4,03E+13	1,65E+13	1,22E+13	-	2,36E+13	9,06E+12
La	2,03E+13	5,08E+12	5,77E+12	-	1,16E+13	4,25E+12
CsI	2,24E+16	1,46E+15	2,02E+16	-	4,37E+16	4,85E+16

### 3.2.5 Ringraum

Die Aktivität im Reaktorgebäude-Ringraum steigt in Folge eines kleinen Lecks im Reaktorkühlsystem, was zum Ansprechen der Frischdampf-Aktivitätsmessstellen an den Frischdampf-Leitungen führen kann. Infolge eines Totalausfalls der Dampferzeuger-Speisewasserversorgung und mit unterstellter primärseitiger Druckentlastung steigen die Temperaturen trotz laufender Ringraum-Störfallabsaugung um einige 10 K an /SON 98/, /SON 01/. Es ist grundsätzlich davon auszugehen, dass ein Aktivitätseintrag in den Sicherheitsbehälter, durch Kühlmittelverlust, Versagen der Berstscheiben des Druckhalter-Abblasetanks oder Versagen des Reaktordruckbehälters, aufgrund der Auslegungsleckage auch zu einer Erhöhung der Aktivitätskonzentration im Ringraum führt.



### **3.2.6 Maschinenhaus**

Bei Brüchen im Sekundärkreis außerhalb des Reaktorgebäudes erfolgt gemäß Ereignisablauf sowohl beim Frischdampfleitungsbruch als auch beim Speisewasserleitungsbruch erheblicher Energieeintrag ins Maschinenhaus. Dadurch kann der Zugang zum Maschinenhaus blockiert werden.

### **3.2.7 Sicherheitsbehälter**

Die Reaktorgrube ist relativ gut abgeschlossen und hat keine Verbindungspfade zu den Betriebsräumen des Sicherheitsbehälters. Die Reaktorgrube ist über eine Isolierung mit der Schildkühlung verbunden, welche über kleine Öffnungen unterhalb der kalten und heißen Leitungen mit den großen Anlagenräumen verbunden ist. Zudem ist der Bereich der Schildkühlung mit der Lüftungsspinne im Beton unterhalb der Reaktorgrube und über die acht Inspektionstüren sowie über geschlossene Lüftungskanäle mit dem Sumpf des Sicherheitsbehälters verbunden.

Zwischen der Stahlschale des Sicherheitsbehälters und den Platten der Betonböden ist ein mindestens 24 cm breiter Spalt. Diese Öffnung erlaubt den ungehinderten Austausch von Luft zwischen den verschiedenen Ebenen in der Nähe der Sicherheitsbehälter-schale.

Der Sicherheitsbehälter-Sumpf ist nach oben offen und nur durch Stahlgitterroste von den großen Anlagenräumen getrennt. Obwohl im Normalbetrieb die großen Anlagenräume nicht direkt mit den kleinen Anlagenräumen oder den Betriebsräumen verbunden sind, ist zu erwarten, dass bei schweren Unfällen aufgrund versagender Lüftungsbleche und der Öffnung von Druckausgleichelementen zwischen diesen Raumbereichen großflächige Strömungswege entstehen. Da die Räume innerhalb der Anlagen- und Betriebsräume gut verbunden sind, ist eine ausgedehnte globale Vermischung der Atmosphäre zu erwarten.

Die Umluftfilteranlage des Sicherheitsbehälters kann zur Verminderung des Aktivitätspegels innerhalb des Sicherheitsbehälters in den großen Anlagenräumen vorsorglich oder bei entsprechender Meldung aus der Aktivitätsüberwachung von der Warte aus in Betrieb genommen werden. Über die Bedarfsfilteranlage kann eine kontrollierte und gefilterte Abgabe der Raumluft erfolgen.

Infolge eines Totalausfalls der Dampferzeuger-Speisewasserversorgung und mit unterstellter primärseitiger Druckentlastung wird unmittelbar nach Versagen der Berstscheiben des Abblasetanks das Gebäudeabschlusssignal ausgelöst und alle betrieblichen Lüftungssysteme werden ausgeschaltet. Die Temperatur steigt in fast allen Räumen des Sicherheitsbehälter rasch auf 100 - 130 °C an. Ausgenommen sind die Räume außerhalb des Trümmerschutzzylinders, wo infolge schlechter Konvektion nur ~ 60 °C erreicht werden. In unteren Anlagenräumen werden Spitzenwerte von ~ 280 °C erreicht /SON 98/. Die Begehrbarkeit der entsprechenden Räumlichkeiten ist dadurch zumindest eingeschränkt.

### **3.2.8 Betriebsgelände**

Freisetzungen in die Umgebung führen unweigerlich auch zu erhöhten Aktivitätskonzentrationen bzw. Ortsdosisleistungen auf dem Anlagengelände und damit zu einer erhöhten Strahlenexposition beim ungeschützten Aufenthalt auf dem Anlagengelände.

### **3.2.9 Auswertung von Unfallanalysen**

Im Folgenden werden bestehende Unfallanalysen für DWR vom Typ KONVOI am Beispiel der Referenzanlage GKN-2 /SON 01/, die mit dem Integralcode MELCOR 1.8.4 erzielt wurden, im Hinblick auf die radiologische Situation in verschiedenen Anlagenbereichen ausgewertet. MELCOR modelliert, ausgehend vom auslösenden Ereignis im Nennleistungsbetrieb, die Phasen der Kernfreilegung, Kernaufheizung und Kernzerstörung, das RDB-Versagen, die Beton-Schmelze-Wechselwirkung in der Reaktorgrube und die gefilterte Druckentlastung des Sicherheitsbehälters. Ebenfalls lassen sich damit die Spaltproduktfreisetzung während der Kernzerstörung, die Transportprozesse der Radionuklide im Reaktorkreislauf sowie innerhalb und außerhalb des Sicherheitsbehälters in die Umgebung analysieren.

Die radiologischen Auswirkungen von sechs Unfallabläufen innerhalb der Anlage werden diskutiert und die für die Freisetzungen innerhalb und außerhalb des Reaktorgebäudes maßgeblichen Aspekte des Unfallablaufs zusammengefasst. Weitere Details können der Unfallanalyse /SON 01/ entnommen werden. Die Unfallanalysen liefern Freisetzungsmengen radioaktiver Spaltprodukte in Abhängigkeit von der Zeit für 16 Elementklassen, die mit dem für auslegungsüberschreitende schwere Störfallanalysen mit MELCOR verwendete typische Kerninventar eines DWR KONVOI in Tab. 3.3 zusammengefasst sind, und 19 Anlagenbereiche, die in Tab. 3.4 zusammengefasst sind und

von denen sich vier auf die Umgebung beziehen, aber unterschiedliche Freisetzungspfade betrachten.

**Tab. 3.3** Elementklassen und typisches Kerninventar eines DWR KONVOI für Störfallanalysen mit MELCOR

Element-klasse	Bezeichnung	Repräsentatives Element		Kerninventar $I_{EK}$ in kg
1	Edelgase	Xe	He, Ne, Ar, Kr, Xe, Rn, H, N	377,7
2	Alkali-Metalle	Cs	Li, Na, K, Rb, Cs, Fr, Cu	210,5
3	Erdalkalimetalle	Ba	Be, Mg, Ca, Sr, Ba, Ra, Es, Fm	165,7
4	Halogene	I	F, Cl, Br, I, At	16,3
5	Chalkogene	Te	O, S, Se, Te, Po	33,1
6	Platinoide	Ru	Ru, Rh, Pd, Re, Os, Ir, Pt, Au, Ni	233,1
7	Übergangsmetalle	Mo	V, Cr, Fe, Co, Mn, Nb, Mo, Tc, Ta, W	274,8
8	Vierwertige Elemente	Ce	Ti, Zr, Hf, Ce, Th, Pa, Np, Pu, C	484,9
9	Dreiwertige Elemente	La	Al, Sc, Y, La, Ac, Pr, Nd, Pm, Sm, Eu, Gd, Tb, Dy, Ho, Er, Tm, Yb, Lu, Am, Cm, Bk, Cf	449,9
10	Uran	U	U	94125
11	Flüchtige Hauptgruppenelemente	Cd	Cd, Hg, Zn, As, Sb, Pb, Tl, Bi	1,1
12	Weniger flüchtige Hauptgruppenelemente	Sn	Ga, Ge, In, Sn, Ag	6,2
13	Bor	B	B, Si, P	-
14	Wasser	H <sub>2</sub> O	H <sub>2</sub> O	-
15	Beton	-	-	-
16	Caesiumjodid	CsI	CsI	$1 \cdot 10^{-6}$

**Tab. 3.4** Betrachtete Anlagenbereiche

Index*	Kurzbezeichnung	Beschreibung
1	RDB	Reaktordruckbehälter
2	PKL-1	Primärkreis 1er-Loop (Kühlmittelschleife, die mit dem Druckhalter verbunden ist)
3	PKL-3	Primärkreis 3er-Loop (Zusammenfassung der restlichen 3 Kühlmittelschleifen)
4	DH+Tank	Druckhalter und Abblasetank
5	DE-1Sek	Dampferzeuger-Sekundärseite des 1er-Loops
6	DE-3Sek	Dampferzeuger-Sekundärseite des 3er-Loops
7	sonstig	Sonstiges
10	SB-Sump	Reaktorsumpf
11	SB-Grub	Reaktorgrube (unter- bzw. außerhalb Reaktordruckbehälters)
12	SB-Anla	Sicherheitsbehälter-Anlagenräume: Spaltvolumen zwischen biologischem Schild und Tragschild, Reaktordruckbehälter-Deckelvolumen, Sicherheitsbehälter-Räume, die an die Kühlmittelschleifen angrenzen
13	SB-Betr	Sicherheitsbehälter-Peripherie, Brennelementlagerbecken, Sicherheitsbehälter-Kuppelvolumina
20	RR	Ringraum
21	HAG	Hilfsanlagengebäude
22	U-Leck	Umgebung für Austrag aus dem Hilfsanlagengebäude-Leck
23	U-Vent	Umgebung für den Austrag durch das System zur gefilterten Druckentlastung
24	U-RRzu	Umgebung über die Sicherheitsbehälter-Zuluft
25	U-RRab	Umgebung über die Sicherheitsbehälter-Abluft
33	F-Vent	Filter für Venting
34	F-RRab	Filter für Ringraum-Störfallabsaugung

\* Der Index ist in MELCOR definiert.

Die Abschätzung der radiologischen Situation wird für das Anlagengelände und das Hilfsanlagengebäude schrittweise durchgeführt. Zu Vergleichszwecken wurde auch die Exposition bei einem hypothetischen Aufenthalt im Ringraum herangezogen. Neben der

äußeren Bestrahlung werden zudem die Bestrahlung aus der eingeatmeten Aktivität (Inhalationsdosis) sowie die Schilddrüsendosis betrachtet. Für die verschiedenen Elementklassen (EK) wird aus den Freisetzungsmenge  $m$  und dem Kerninventar  $I$  der Freisetzunganteil  $p$  bestimmt.

$$p_{EK} = \frac{m_{EK}}{I_{EK}} \quad (3.1)$$

Aus dem Aktivitätsinventar  $A_r$  eines Radionuklids, dem Freisetzunganteil  $p_{EK}$  der entsprechenden Elementklasse in einen Anlagenbereich und dem Volumen des Anlagenbereichs ergibt sich die Aktivitätskonzentration  $a_r$  des Nuklids  $r$  in der Luft gemäß

$$a_r = \frac{A_r \cdot p_{EK}}{V} \quad (3.2)$$

mit  $V$ : Volumen des Anlagenbereichs.

Das Aktivitätsinventar  $A_r$  eines Reaktorkerns wird im Wesentlichen vom zeitlichen Verlauf der gefahrenen thermischen Leistung und der seit dem Beenden der Kettenreaktion verstrichenen Zeit bestimmt, wird aber zusätzlich von weiteren Einflussgrößen wie Art und Abbrandverhalten des eingesetzten Brennstoffes, Brennelementwechsellmengen, Dauer von Stillständen beeinflusst. Da hierfür sehr komplexe Berechnungen notwendig sind, wird hier das Ergebnis von Inventarrechnungen der SSK, das in Tab. 3.5 für radiologisch wichtige Radionuklide aufgeführt ist, zugrunde gelegt. Dabei sind alle Radionuklide berücksichtigt, die betrachtet werden müssen, um die Dosis über jeden einzelnen relevanten Expositionspfad zu etwa 90 % zu erklären /SSK 04/. Zusätzlich wurde für alle betrachteten Nuklide eine Zerfallskorrektur durchgeführt. Die entsprechenden Halbwertszeiten sind ebenfalls in Tab. 3.5 aufgeführt.

Das Volumen  $V$  entspricht dem jeweiligen freien Volumen in den betrachteten Anlagenbereichen. Für das Anlagengelände wurde bei einer Freisetzung aus dem Gebäude zunächst von der unmittelbaren Verteilung in einem Volumen von 80 m x 60 m x 50 m ausgegangen /SSK 10/. Zusätzlich wurde die weitere Verdünnung durch turbulente Prozesse vereinfacht durch eine Abbaurrate der Konzentration von  $5 \cdot 10^{-4} \text{ s}^{-1}$  berücksichtigt. Simulationen mit dem Ausbreitungsmodell ARTM (Atmosphärisches Radionuklid-

Transportmodell, /RIC 15/) zeigen, dass diese Abbaurate stabilen, schwachwindigen Verhältnissen entspricht, Bei einer gefilterten Freisetzung über den Kamin wurde die Ausbreitung anhand einer Freisetzungshöhe von 100 m, einer Windgeschwindigkeit von 3 m/s in 10 m Höhe, der Stabilitätsklasse D und einem Gamma Kurzzeit-Ausbreitungsfaktor (Abstand 10 m) von 0,008 berechnet.

**Tab. 3.5** Inventar radiologisch wichtiger Radionuklide eines Druckwasserreaktors mit einer thermischen Leistung von 3950 MWth nach einer 28-tägigen Stillstandszeit und einer anschließenden Betriebsdauer von 100 Tagen sowie entsprechende Halbwertszeiten /SSK 04/

Nuklid	Aktivitätsinventar (Bq)	t <sub>1/2</sub> (h)
Kr-87	1,70E+18	1,27
Kr-88	2,30E+18	2,84
Xe-133	7,70E+18	126,07
Xe-135	3,20E+18	9,14
I-131	3,10E+18	192,96
I-132	5,60E+18	2,3
I-133	7,90E+18	20,8
I-134	8,80E+18	0,88
I-135	7,50E+18	6,61
Ru-103	5,90E+18	942,72
Sb-127	4,10E+17	92,4
Te-131m	5,30E+17	30
Te-132	5,50E+18	78,2
Cs-134	5,80E+17	18075,49
Cs-136	1,80E+17	314,4
Cs-137	4,00E+17	262980
Ba-140	6,70E+18	305,76
Pu-238	3,30E+16	769128,84
Pu-241	1,40E+18	126230,4
Cm-242	6,90E+17	3907,2
Cm 244	6,40E+16	158752,26

Unter der Voraussetzung, dass die Konzentration radioaktiver Stoffe in der Luft in der Umgebung des Messpunktes homogen ist, kann aus der integrierten Aktivitätskonzentration in der Luft die externe Exposition aus der Wolke abgeschätzt werden:

$$\dot{H}_{\gamma,r,EF} = a_r \cdot g_{\gamma,r}^{EF} \quad (3.3)$$

mit

$\dot{H}_{\gamma,r,EF}$ : effektive Gamma-Submersionsdosisleistung für das Nuklid r

$g_{\gamma,r}^{EF}$ : Dosisleistungskoeffizient für externe Bestrahlung für das Nuklid r

$a_r$ : Aktivitätskonzentration des Nuklids r in der Luft

Entsprechende Dosiskoeffizienten sind in Tab. 3.6 angegeben. Die Gesamtdosisleistung ergibt sich aus den Dosisleistungsbeiträgen der einzelnen Nuklide

$$\dot{H}_{\gamma,EF} = \sum \dot{H}_{\gamma,r,EF} \quad (3.4)$$

Es sei darauf hingewiesen, dass die Dosisleistung mit dieser Berechnungsmethode überschätzt wird, weil die Voraussetzung des homogenen Halbraums bei den betrachteten kleinen Volumen nicht erfüllt ist. Die Dosisleistung wird umso mehr überschätzt, je kleiner die Raumabmessungen sind. Darüber hinaus wird auch eine Ablagerung von Radionukliden auf Strukturen hier nicht berücksichtigt, würde die Exposition durch Bestrahlung von außen aber auch nicht signifikant beeinflussen.

Die nuklidspezifische Folgedosis aus der akuten Inhalation kann mit den Inhalations-Dosiskoeffizienten für die Organdosis der Schilddrüse  $g_{h,r}^{SD}$  und die effektive Dosis  $g_{h,r}^{EF}$  die in Tab. 3.6 für radiologisch wichtige Radionuklide aufgeführt sind, abgeschätzt werden. Für die effektive Folgedosis  $E_{h,r}$  und die Schilddrüsenfolgedosis  $H_{h,SD,r}$  nach Zufuhr einer Aktivität  $A_h$  über Inhalation gelten die Beziehungen

$$E_{h,r} = g_{h,r}^{EF} \cdot A_{h,r} \quad (3.5)$$

und

$$H_{h,SD,r} = g_{h,r}^{SD} \cdot A_{h,r} \quad (3.6)$$

Die Aktivitätszufuhr  $A_{h,r}$  über die Inhalation ergibt sich aus der mittleren Aktivitätskonzentration  $a_{V,r}$  in der Atemluft und der mittleren Atemrate  $\dot{V}_h$  während der Inhalationszeit  $t$

$$A_{h,r} = a_{V,r} \cdot \dot{V}_h \cdot t \quad (3.7)$$

Als Richtwert für die Atemrate  $\dot{V}_h$  werden hier für einen Mann bei schwerer Arbeit  $3 \text{ m}^3/\text{h}$  angenommen; als Inhalationszeit wird zunächst eine Aufenthaltsdauer von einer Minute unterstellt. Auch hier ergibt sich die Gesamtdosis  $E_h$  bzw.  $H_{h,SD}$  aus den Dosisbeiträgen der einzelnen Nuklide  $E_{h,r}$  bzw.  $H_{h,SD,r}$

$$E_h = \sum E_{h,r} \quad (3.8)$$

bzw.

$$H_{h,SD} = \sum H_{h,SD,r} \quad (3.9)$$

Bei der Bestimmung der Dosis für Personen sind grundsätzlich alle Expositionspfade zu berücksichtigen. Die Folgedosis aus der akuten Inhalation kann aber durch geeigneten Atemschutz, der in der Anlage grundsätzlich zur Verfügung steht (vgl. Abschnitt 3.1.5), deutlich reduziert werden.



**Tab. 3.6** Dosisleistungs- und Dosiskoeffizienten für Erwachsene (ab 18 Jahren)

Nuklid r	$g_{y,r}^{EF} (\text{Sv}\cdot\text{m}^3\cdot\text{Bq}^{-1}\cdot\text{s}^{-1})$	$g_{h,r}^{SD} (\text{Sv}\cdot\text{Bq}^{-1})$	$g_{h,r}^{EF} (\text{Sv}\cdot\text{Bq}^{-1})$
Kr 87	4,10E-14	-	-
Kr 88	1,40E-13	-	-
Xe 133	1,60E-15	-	-
Xe 135	1,20E-14	-	-
I 131	1,80E-14	3,90E-07	2,00E-08
I 132	1,10E-13	3,60E-09	3,10E-10
I 133	2,90E-14	7,60E-08	4,00E-09
I 134	1,30E-13	7,00E-10	1,50E-10
I 135	8,30E-14	1,50E-08	9,20E-10
Ru 103	2,30E-14	3,30E-10	3,00E-09
Sb 127	3,40E-14	8,00E-11	1,90E-09
Te 131m	7,50E-14	1,30E-08	9,40E-10
Te 132	1,30E-13	2,50E-08	2,00E-09
Cs 134	7,60E-14	6,30E-09	2,00E-08
Cs 136	1,10E-13	1,00E-09	2,80E-09
Cs 137	2,70E-14	4,40E-09	3,90E-08
Ba 140	8,60E-15	2,90E-10	5,80E-09
Pu 238	4,90E-18	6,20E-06	1,10E-04
Pu 241	2,20E-19	1,40E-07	2,30E-06
Cm 242	5,70E-18	1,10E-07	5,90E-06
Cm 244	4,90E-18	3,30E-06	5,70E-05

### 3.2.9.1 10 cm<sup>2</sup> Leck im heißen Strang mit Ausfall der Dampferzeuger-Wärmeabfuhr

In dieser Unfallanalyse wurde ein 10 cm<sup>2</sup> Leck im heißen Strang des Druckhalter-Loops unterstellt. Daraus resultiert ein Leckmassenstrom von bis zu 95 kg/s. Zusätzlich wurde der Ausfall der sekundärseitigen Wärmeabfuhr und der Dampferzeuger-Bespeisung und der Notfallmaßnahme der primärseitigen Druckentlastung unterstellt. Die aktiven Notkühlsysteme sind verfügbar. Allerdings wird unterstellt, dass der Übergang in den

Niederdruck-Bereich, der aktive Maßnahmen des Personals erfordert, nicht gelingt. Der Kernzerstörungsvorgang zieht sich über ~2:30 h hin. Nach dem Kernabsturz ins untere Plenum nach 12:45 h steigt der Druck durch die heftige Verdampfung wieder auf 6,5 MPa an. Der nachfolgende Austrag von heißen Gasen durch das Leck direkt in den Sicherheitsbehälter führt zwar zu einem erneuten Abbau des Drucks, trotzdem beträgt dieser noch fast 3,0 MPa zum Zeitpunkt des Reaktordruckbehälter-Versagens bei 13:20 h. Damit beginnt der Schmelzeaustrag unter erhöhtem Systemdruck in die Reaktorgrube. Angesetzt wurden hier, dass 80 % der Schmelze als luftgetragene Schmelzepartikel in die Reaktorgrube freigesetzt werden. Der Druck im Sicherheitsbehälter schwankt während des gesamten Ablaufs, während der Unterdruck im Ringraum durch die gefilterte Ringraum-Störfallabsaugung stets aufrechterhalten wird. Bedingt durch das Versagen des Reaktordruckbehälters unter mittlerem Druck kommt es zu einem plötzlichen Druckanstieg im Sicherheitsbehälter. Die gefilterte Druckentlastung wird nach 57:45 h bei 0,6 MPa eingeleitet. Der Druckentlastungsvorgang dauert aufgrund der sehr hohen Dampfgehalte, des hohen Energieeintrags und der Nachverdampfung aus dem Sicherheitsbehälter-Sumpf länger, als in anderen Fällen. Erst ~34 h später, d.h. nach ~100 h wird die Druckentlastungsstrecke nach dem Unterschreiten von 0,35 MPa wieder geschlossen. Die charakteristischen Ereignisse des Unfallablaufs mit Bezug zu Freisetzungen sind in Tab. 3.7 zusammengefasst /SON 01/.

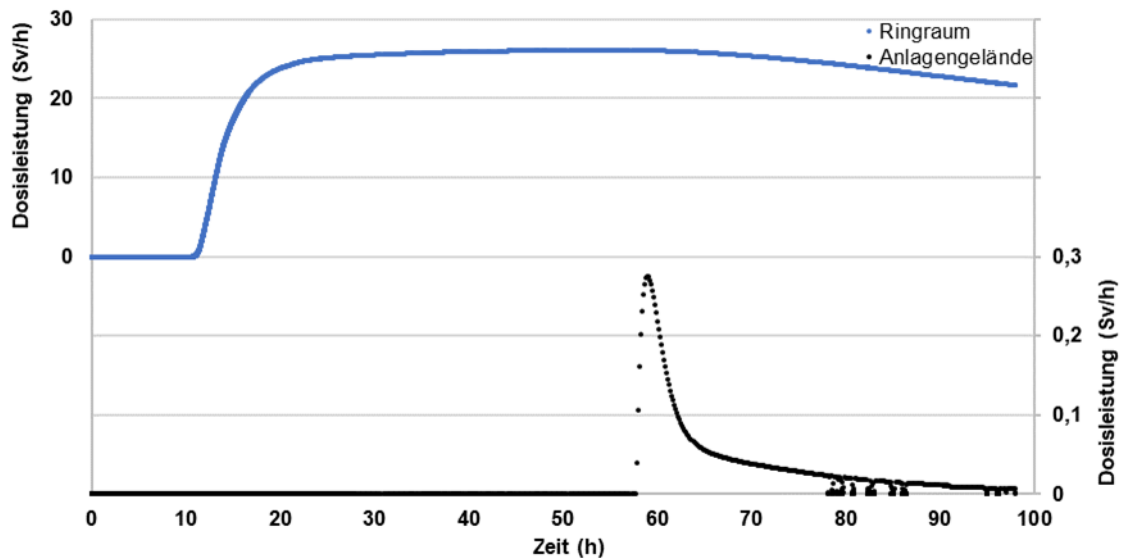
**Tab. 3.7** Charakteristische Ereignisse des Unfallablaufs 10 cm<sup>2</sup> Leck im heißen Strang mit Ausfall der Dampferzeuger-Wärmeabfuhr mit Bezug zu Freisetzungen /SON 01/

Ereignis	Zeitpunkt
Auftreten des Lecks	0 s
RESA / TUSA	15 s
Beginn der Spaltgasfreisetzung aus Brennstäben	~10:15 h
Beginn des Kernschmelzens	10:35 h
RDB-Versagen und Beginn Schmelzeaustrag	13:20 h
Einleiten der gefilterten Sicherheitsbehälter-Druckentlastung	57:45 h
Beenden der gefilterten Sicherheitsbehälter-Druckentlastung	98 h

In der in-vessel Phase werden vor allem leicht flüchtige Spaltprodukte und Edelgase in starkem Maße freigesetzt. Das sind ~94 % von Xe, Cs und CsI und ~91 % von Te. Von den anderen Klassen dominieren Ba mit 1 % und Sn mit 10 %. Das restliche Inventar

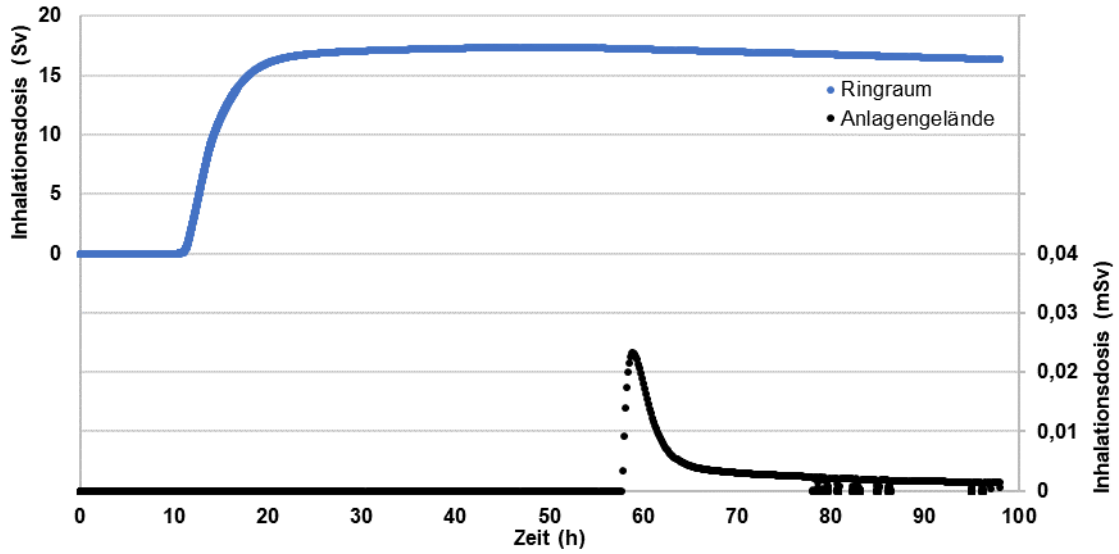
der Stoffklassen Xe, Cs, Csl und Te wird mit beginnender Betonerosion freigesetzt. Außerdem werden mit verstärkter Betonerosion, nachdem das aus dem defekten Reaktor-druckbehälter eingetragene Wasser verdampft ist, größere Freisetzungsanteile von Cd mit ~10 % und Sn mit ~2 % ausgewiesen. Die Transportwege für Spaltprodukte aus dem Reaktorkern in den Sicherheitsbehälter sind durch die heißseitige Lage des Lecks sehr kurz, der Leckquerschnitt ist aber mit 10 cm<sup>2</sup> sehr klein. Die integrale Freisetzung radioaktiver Aerosole ist etwas geringer, die Rückhaltung aller Elementklassen im Reaktor-kreislauf mit ~20 % bezogen auf die insgesamt freigesetzte Masse radioaktiver Aerosole aber wesentlich höher, als im Fall mit 200 cm<sup>2</sup> Leck. Von folgenden Elementklassen sind die Anteile im Reaktorkreislauf zurückgehaltener Stoffe bezogen auf das Ausgangsinventar: Cs mit ~17 %, Te mit ~25 % und Csl mit ~15 %. Bezüglich der Verteilung der in den SB freigesetzten Aerosole finden sich ~65 % in den Anlagenräumen und ~15 % in den Betriebsräumen. Die Edelgase werden vollständig in den Sicherheitsbehälter ausgetragen. Während der gefilterten Druckentlastung werden ~80 % in die Umgebung freigesetzt /SON 01/.

Die resultierende Dosisleistung durch Gamma-Strahlung aus der umgebenden Luft in verschiedenen Anlagenbereichen ist in Abb. 3.1 dargestellt. Im Ringraum steigt die Dosisleistung mit Beginn der Spaltgasfreisetzung aus den Brennstäben an. Etwa 10 Minuten nach Beginn des Kernschmelzvorgangs übersteigt die Dosisleistung im Ringraum 20 mSv/h und nach etwa einer halben Stunde werden 250 mSv/h überschritten. Die Dosisleistung steigt weiter auf Werte um 25 Sv/h wodurch auch bei Aufhalten von wenigen Minuten deterministische Strahlenschäden zu befürchten sind. Im Hilfsanlagegebäude ist bei dem Betrachteten Unfallablauf nicht mit einem signifikanten Anstieg der Dosisleistung durch Aktivitätseintrag zu rechnen, ein Anstieg der Dosisleistung durch Direktstrahlung aus der auf dem Anlagengelände vorbeiziehenden Wolke ist dennoch nicht auszuschließen. Auf dem Anlagengelände steigt die Dosisleistung ab Beginn der Spaltgasfreisetzung aus den Brennstäben ebenfalls leicht an. Die Freisetzung erfolgt zunächst über die Ringraum-Störfallabsaugung, die Dosisleistung steigt dadurch auf bis zu 100 µS/h. Mit Beginn der gefilterten Druckentlastung nach 57:45 h steigt die Dosisleistung sprunghaft auf etwa 270 mSv/h und fällt in den nächsten Stunden wieder ab. Nach etwa 2 h werden 250 mSv/h wieder unterschritten, nach etwa 3,5 h 100 mSv/h und nach etwa 21 h 20 mSv/h.

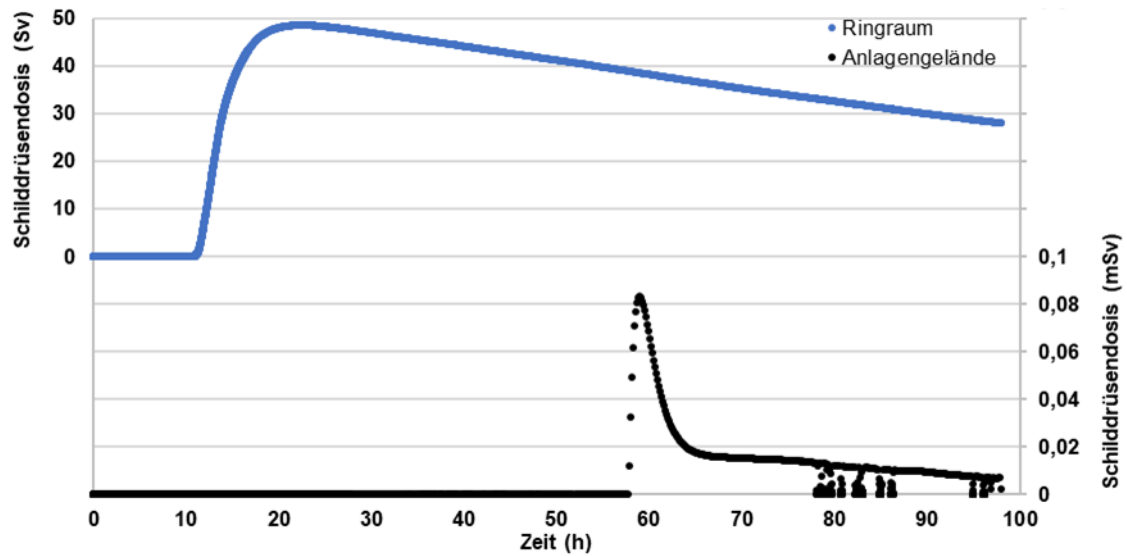


**Abb. 3.1** Zeitlicher Verlauf der Dosisleistung durch Gamma-Strahlung aus der Umgebenden Luft im Ringraum oder auf dem Anlagengelände infolge eines 10 cm<sup>2</sup> Lecks im heißen Strang mit Ausfall der Dampferzeuger-Wärmeabfuhr.

Die zeitlichen Verläufe der Inhalationsdosis Abb. 3.2 und der Organdosis der Schilddrüse Abb. 3.3 entsprechen denen der Dosisleistung durch Gamma-Strahlung aus der Umgebenden Luft. Bei der Organdosis der Schilddrüse durch Aufenthalt im Ringraum ist im Vergleich zur Dosisleistung deutlich der schnellere Abfall durch den Zerfall der Jodisotope zu erkennen. Der Dosisbeitrag durch die akute Inhalation ist auf dem Anlagengelände um etwa drei Größenordnungen geringer als durch Gamma-Strahlung aus der Umgebenden Luft, was auf die Wirkung der Filter zurückzuführen ist. Innerhalb der Gebäude ließe sich durch entsprechenden Atemschutz ein vergleichbarer Effekt erzielen.



**Abb. 3.2** Zeitlicher Verlauf der Inhalationsdosis aufgrund eines Aufenthalts im Ringraum oder auf dem Anlagengelände von einer Minute infolge eines  $10 \text{ cm}^2$  Lecks im heißen Strang mit Ausfall der Dampferzeuger-Wärmeabfuhr.



**Abb. 3.3** Zeitlicher Verlauf der Organdosis der Schilddrüse aufgrund eines Aufenthalts im Ringraum oder auf dem Anlagengelände von einer Minute zum betreffenden Zeitpunkt infolge eines  $10 \text{ cm}^2$  Lecks im heißen Strang mit Ausfall der Dampferzeuger-Wärmeabfuhr.

### 3.2.9.2 10 cm<sup>2</sup> Leck im kalten Strang mit Ausfall der Dampferzeuger-Wärmeabfuhr

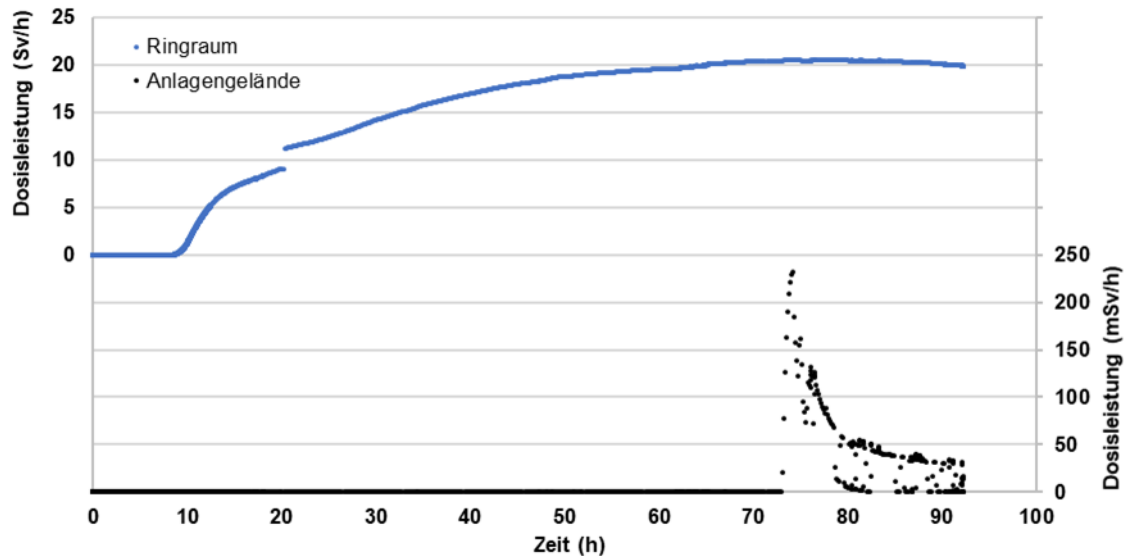
Bei ansonsten identischen Randbedingungen zum ersten Fall (Abschnitt 3.2.9.1) wurde bei diesem zusätzlich berechneten Fall das 10 cm<sup>2</sup> Leck jetzt in den kalten Strang des Druckhalter-Loops gelegt. Bedingt durch die kaltseitige Lecklage erfolgt die Einspeisung aller Hochdruck-Sicherheitssysteme gemäß der Vorzugsrichtung heißseitig und damit in allen Loops entgegen der Hauptströmungsrichtung in Richtung zum oberen Plenum. Die Anfangsphase des Unfalls ist prinzipiell gleich, aber die Zeitpunkte von Ereignissen erfolgen früher als im Fall mit heißseitigem Leck. Da der Gemischspiegel im Reaktordruckbehälter rascher absinkt, beginnt die Kernaufheizung bereits nach ~7:15 h im oberen Kernbereich. Die Brennstäbe bersten bei ~8 h, wodurch die im Gasspalt der Brennstäbe angesammelten Spaltprodukte freigesetzt werden. Das Kernschmelzen setzt nach ~8:30 h im oberen Kernbereich ein. Die gefilterte Sicherheitsbehälter-Druckentlastung wird nach 75 h eingeleitet und ist ca. 21 h später beendet.

Die Transportwege für Spaltprodukte aus dem Reaktorkern in den Sicherheitsbehälter sind durch die kaltseitige Lage des Lecks sehr lang und außerdem ist der Leckquerschnitt klein, wodurch eine insgesamt hohe Spaltprodukt-Rückhaltung im Reaktorkreislauf zu erwarten ist. In der in-vessel Phase werden ~96 % von Xe, Cs und Csl und ~94 % von Te freigesetzt. Von den anderen Elementklassen dominieren Ba mit 1 % und Sn mit 7 %. Das restliche Inventar der Stoffklassen Xe, Cs, Csl und Te wird mit beginnender Betonerosion freigesetzt. Außerdem werden mit verstärkter Betonerosion, nachdem das aus dem defekten Reaktordruckbehälter eingetragene Wasser verdampft ist, größere Freisetzungsanteile von Cd mit ~13 % und Sn mit ~3 % ausgewiesen. Im Fall mit kaltseitigem Leck werden bis zum Reaktordruckbehälter-Versagen nur ~20 % aller im Kern freigesetzten radioaktiven Aerosole auch in den Sicherheitsbehälter freigesetzt, während es im anderen Fall ~80 % sind. Erst innerhalb von ~24 h nach Versagen des Reaktordruckbehälters kommt es zu starken Wiederverdampfungsvorgängen im Reaktorkreislauf abgelagerter Aerosole mit nachfolgendem Austrag in den Sicherheitsbehälter. Trotzdem verbleiben nach beendetem Venting nach ca. 4 d immer noch ~50 % der insgesamt freigesetzten Aerosole im Reaktorkreislauf. Die freigesetzten Edelgase werden rasch in den Sicherheitsbehälter ausgetragen. Nach Versagen des Reaktordruckbehälters sind quasi alle Edelgase in den Sicherheitsbehälter freigesetzt. Durch den etwas kürzeren Ventingvorgang werden dann ~65 % der Edelgase in die Umgebung ausgetragen /SON 01/. Die charakteristischen Ereignisse des Unfallablaufs mit Bezug zu Freisetzungen sind in Tab. 3.8 zusammengefasst.

**Tab. 3.8** Charakteristische Ereignisse des Unfallablaufs 10 cm<sup>2</sup> Leck im kalten Strang mit Ausfall der Dampferzeuger-Wärmeabfuhr mit Bezug zu Freiset- zungen /SON 01/

Ereignis	Zeitpunkt
Auftreten des Lecks	0 s
RESA / TUSA	150 s
Beginn der Spaltgasfreisetzung aus Brennstäben	~8:00 h
Beginn des Kernschmelzens	8:25 h
RDB-Versagen und Beginn Schmelzeaustrag	9:57 h
Einleiten der gefilterten Sicherheitsbehälter-Druckentlastung	75 h
Beenden der gefilterten Sicherheitsbehälter-Druckentlastung	96:30 h

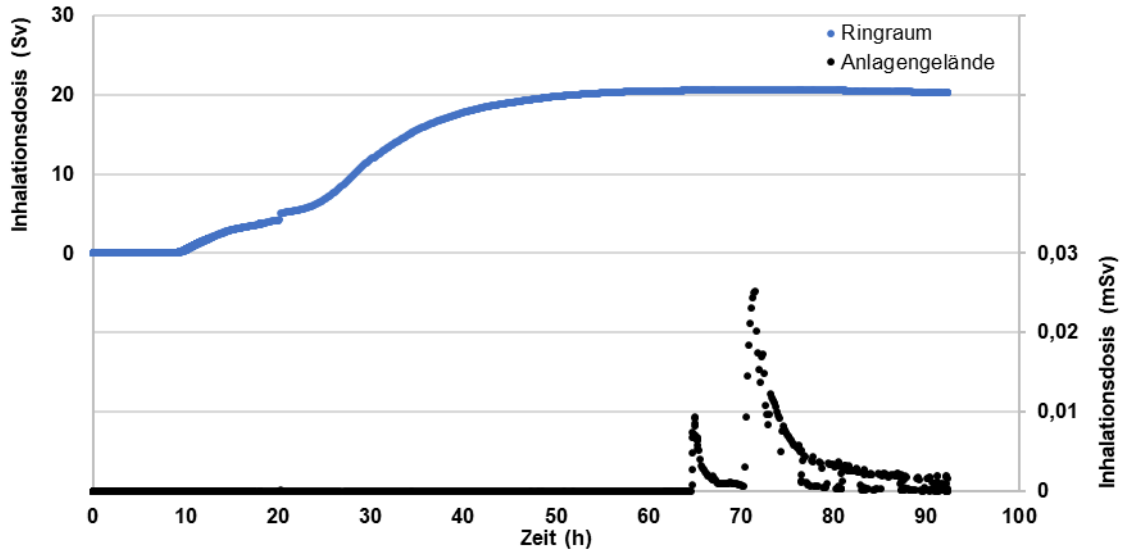
Die resultierende Dosisleistung durch Gamma-Strahlung aus der Umgebenden Luft im Ringraum und auf dem Anlagengelände sind in Abb. 3.4 dargestellt. Mit Beginn der Spaltgasfreisetzung aus den Brennstäben steigt die Dosisleistung im Ringraum. Etwa 10 Minuten nach Beginn des Kernschmelzvorgangs übersteigt die Dosisleistung im Ringraum 20 mSv/h und nach etwa 40 Minuten werden 250 mSv/h überschritten. Die Dosisleistung steigt weiter auf Werte um 20 Sv/h wodurch auch bei Aufenthalten von wenigen Minuten deterministische Strahlenschäden zu befürchten sind. Auf dem Anlagengelände steigt die Dosisleistung ab Beginn der Spaltgasfreisetzung aus den Brennstäben ebenso wie im Ringraum leicht an. Die Freisetzung erfolgt zunächst über die Ringraum-Störfallabsaugung, die Dosisleistung steigt dadurch auf bis zu 80 µS/h. Ab etwa 64:35 h erfolgt die Freisetzung auch über den Venting-Filter. Die gefilterte Druckentlastung wird allerdings erst nach 75 h eingeleitet. Mit Beginn der gefilterten Druckentlastung steigt die Dosisleistung sprunghaft auf etwa 230 mSv/h und fällt in den nächsten Stunden wieder ab. Nach etwa 2 h werden 100 mSv/h wieder unterschritten. Im Hilfsanlagegebäude ist bei dem Betrachteten Unfallablauf nicht mit einem signifikanten Anstieg der Dosisleistung durch Aktivitätseintrag zu rechnen, ein Anstieg der Dosisleistung durch Direktstrahlung aus der auf dem Anlagengelände vorbeiziehenden Wolke ist dennoch nicht auszuschließen.



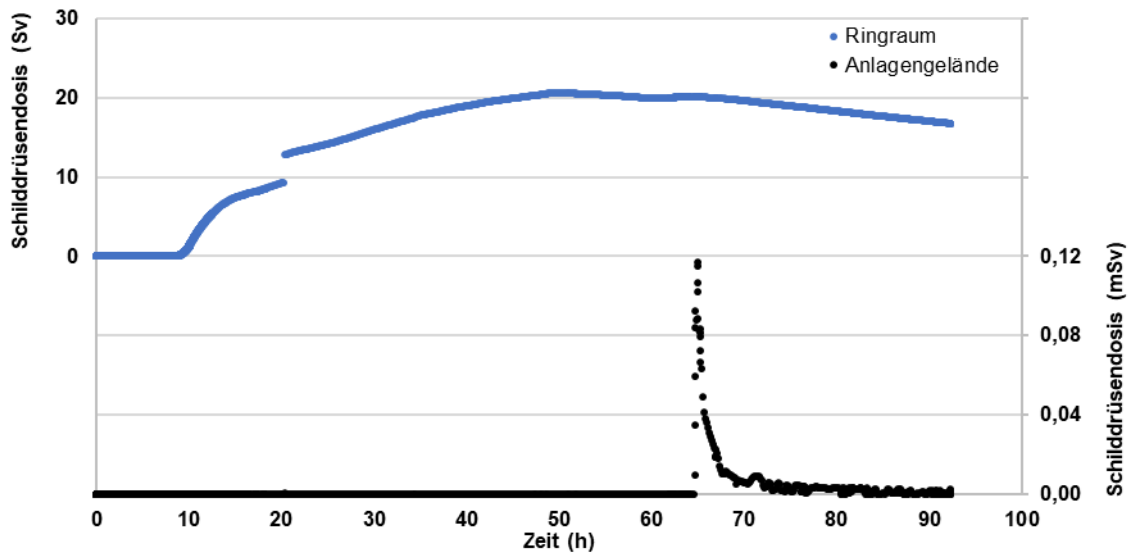
**Abb. 3.4** Zeitlicher Verlauf der Dosisleistung durch Gamma-Strahlung aus der Umgebenden Luft im Ringraum bzw. auf dem Anlagengelände infolge eines 10 cm<sup>2</sup> Lecks im kalten Strang mit Ausfall der Dampferzeuger-Wärmeabfuhr.

Die zeitlichen Verläufe der Inhalationsdosis und der Organdosis der Schilddrüse (vgl. Abb. 3.5 und Abb. 3.6) entsprechen im Wesentlichen denen der Dosisleistung durch Gamma-Strahlung aus der Umgebenden Luft, wobei die Inhalationsdosis aufgrund eines Aufenthalts im Ringraum von einer Minute in den ersten 15 Stunden langsamer ansteigt. Bei der Organdosis der Schilddrüse durch Aufenthalt im Ringraum ist im Vergleich zur Dosisleistung deutlich der schnellere Abfall durch den Zerfall der Jodisotope zu erkennen. Hilfsanlagegebäude sind ein signifikanter Anstieg weder von der Inhalationsdosis noch von der Organdosis der Schilddrüse zu erwarten. Die Inhalationsdosis aufgrund eines Aufenthalts auf dem Anlagengelände zeigt zwei sprunghafte Anstiege. Der erste nach 65:40 h ist auf den Austrag von Jod über den Ventingfilter zurückzuführen, der zweite nach 73 h auf den Austrag von Caesium ebenfalls über den Ventingfilter. Der Austrag von Jod über den Ventingfilter ab 65:40 h bedingt zusätzlich einen sprunghaften Anstieg der Schilddrüsendosis durch Aufenthalt auf dem Anlagengelände. Der Dosisbeitrag durch die akute Inhalation ist auch hier auf dem Anlagengelände um etwa drei Größenordnungen geringer als durch Gamma-Strahlung aus der Umgebenden Luft, was auf die Wirkung der Filter zurückzuführen ist. Innerhalb der Gebäude ließe sich durch entsprechenden Atemschutz ein vergleichbarer Effekt erzielen.





**Abb. 3.5** Zeitlicher Verlauf der Inhalationsdosis aufgrund eines Aufenthalts im Ringraum bzw. auf dem Anlagengelände von einer Minute zum betreffenden Zeitpunkt infolge eines 10 cm<sup>2</sup> Lecks im kalten Strang mit Ausfall der Dampferzeuger-Wärmeabfuhr.



**Abb. 3.6** Zeitlicher Verlauf der Organdosis der Schilddrüse aufgrund eines Aufenthalts im Ringraum bzw. auf dem Anlagengelände von einer Minute zum betreffenden Zeitpunkt infolge eines 10 cm<sup>2</sup> Lecks im kalten Strang mit Ausfall der Dampferzeuger-Wärmeabfuhr.

### 3.2.9.3 Transiente mit Totalausfall der Dampferzeuger-Bespeisung und mit sekundär- und primärseitigen Notfallmaßnahmen

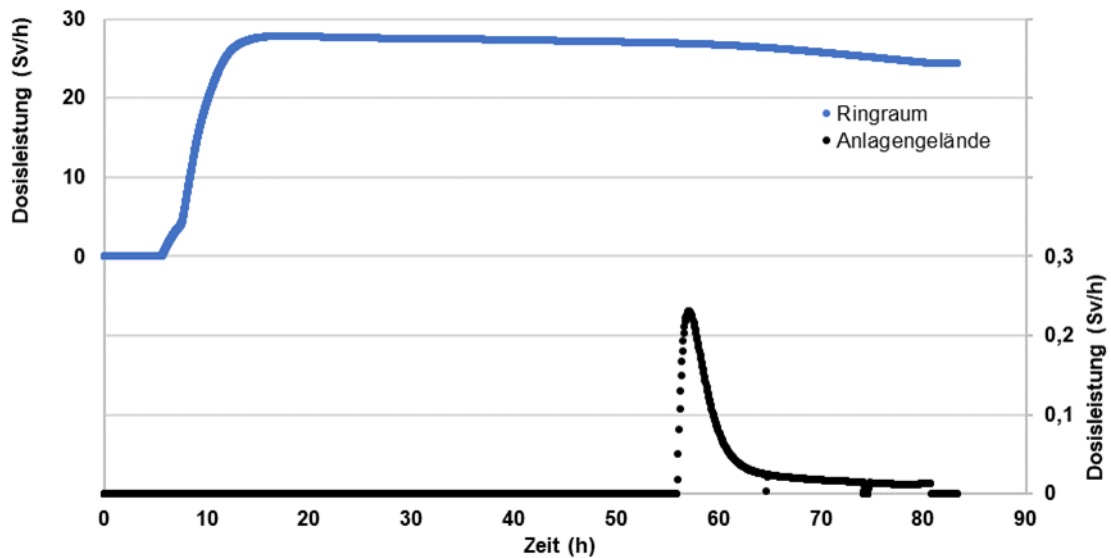
Die frühe Unfallphase ist hier durch zahlreiche u. a. vom Reaktorschutz ausgelöste Ereignisse geprägt. Die Dampferzeuger werden mit 100 K/h auf 7,5 MPa abgefahren und nach 0:22 h werden die Hauptkühlmittelpumpen infolge einer unterstellten Handmaßnahme abgeschaltet. Es stellt sich im Reaktorkreislauf ein Naturumlauf ein, durch den die Wärmeabfuhr an die Dampferzeuger weiter gewährleistet ist, bis diese nach 0:53 h ausgedampft sind. Die Notfallmaßnahme „sekundärseitige Druckentlastung und Bespeisung“ wird bei Erreichen eines hohen Gemischspiegels im Druckhalter nach 1:01 h eingeleitet. Nach 2:33 h öffnet das Druckhalter-Abblaseregelventil erstmals und nach 2:58 h versagen alle Berstscheiben des Druckhalter-Abblasetanks und die Freisetzung von Wasser und Dampf in den Sicherheitsbehälter beginnt. Infolge des sinkenden Wasserspiegels im Reaktordruckbehälter wird die primärseitige Druckentlastung nach 3:42 h eingeleitet. Wiederum wird durch die rasche Druckabsenkung der aktive Kernbereich erstmals freigelegt, die Kernaufheizung setzt ein und mit dem Bersten von einigen Brennstab-Hüllrohren ist zu rechnen. Das Kernschmelzen beginnt ab ~5:20 h in den am stärksten belasteten und aufgeheizten Zonen im oberen, inneren Bereich des Kerns. Der untere Bereich des Kerns ist in dieser Phase der Kernzerstörung noch mit Wasser bedeckt. Das Versagen des Reaktordruckbehälter-Bodens wird als Kriechversagen nach 9:48 h berechnet. Nach Versagen des Reaktordruckbehälters fällt der Druck im Sicherheitsbehälter infolge der trockenen Schmelze-Beton-Wechselwirkung ab, bis er nach dem Kontakt der Schmelze mit Wasser wieder ansteigt. Die gefilterte Sicherheitsbehälter-Druckentlastung wird bei ~56 h eingeleitet /SON 01/.

In der in-vessel Phase werden vor allem leicht flüchtige Spaltprodukte und Edelgase freigesetzt. Das sind ~93 % von Xe, Cs und, ~90 % von Te. Von den anderen Klassen dominieren Ba mit ~1 % und Sn mit ~8 %. Das restliche Inventar der Stoffklassen Xe, Cs, CsI und Te wird mit beginnender Betonerosion freigesetzt. Außerdem werden größere Freisetzunganteile von Cd: ~13 %, Ba: ~7 %, Ce: ~1 % und Sn: ~3 % ausgewiesen. Die Edelgase werden vollständig in den Sicherheitsbehälter ausgetragen. Während der gefilterten Druckentlastung werden ~65 % der Edelgase in die Umgebung ausgetragen /SON 01/. Die charakteristischen Ereignisse des Unfallablaufs mit Bezug zu Freisetzungen sind in Tab. 3.9 zusammengefasst.

**Tab. 3.9** Charakteristische Ereignisse des Unfallablaufs Transiente mit Totalausfall der Dampferzeuger-Bespeisung und mit sekundär- und primärseitigen Notfallmaßnahmen mit Bezug zu Freisetzungen /SON 01/

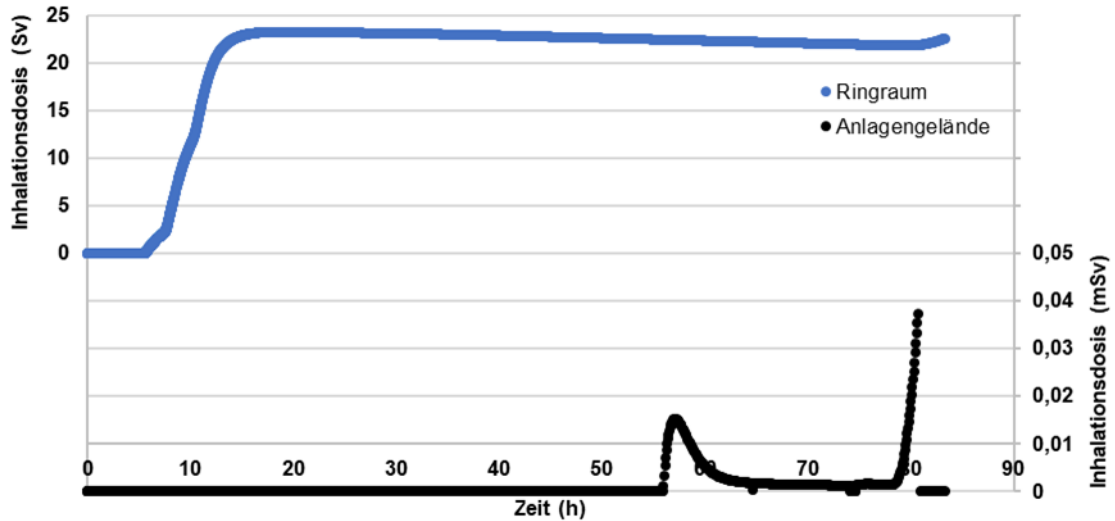
Ereignis	Zeitpunkt
RESA / TUSA	9 s / 0s
Sekundärseitige Druckentlastung und passive Bespeisung aus Speisewasserleitung (hDH > 9m)	1:01 h
1. Öffnen des DH-Abblaseregelventils	2:33 h
Öffnen des DH-Abblasetanks	2:58 h
Primärseitige Druckentlastung	3:42 h
Spaltgasfreisetzung aus Brennstäben	4:00 h
Beginn des Kernschmelzens	~5:20 h
RDB-Versagen, Beginn Schmelzeaustrag	9:48 h
Einleiten gefilterte Sicherheitsbehälter-Druckentlastung	~56 h
Ende gefilterte Sicherheitsbehälter-Druckentlastung	80:45 h

Die durch Gamma-Strahlung aus der umgebenden Luft resultierende Dosisleistung im Ringraum und auf dem Anlagengelände ist in Abb. 3.7 dargestellt. Mit Beginn der Spaltgasfreisetzung aus Brennstäben nach 4 h beginnt die Dosisleistung im Ringraum leicht zu steigen, ab Beginn des Kernschmelzens nach ~5:20 h steigt die Dosisleistung sichtbar schneller an. Etwa 40 Minuten nach Beginn der Spaltgasfreisetzung übersteigt die Dosisleistung im Ringraum 20 mSv/h, etwa 10 Minuten nach Beginn der Kernschmelze werden 100  $\mu$ Sv/h und weitere 5 Minuten später 250 mSv/h überschritten. Die Dosisleistung steigt weiter auf Werte um 28 Sv/h wodurch auch bei Aufhalten von wenigen Minuten deterministische Strahlenschäden zu befürchten sind. Auf dem Anlagengelände steigt die Dosisleistung ab Beginn der Spaltgasfreisetzung aus den Brennstäben ebenfalls leicht an. Die Freisetzung erfolgt zunächst über die Ringraum-Störfallabsaugung, die Dosisleistung steigt dadurch auf bis zu 50  $\mu$ S/h. Mit Beginn der gefilterten Druckentlastung nach 56 h steigt die Dosisleistung sprunghaft auf etwa 230 mSv/h und fällt in den nächsten Stunden wieder ab. Nach weiteren 24 h werden 100 mSv/h wieder unterschritten und nach weiteren 12 h 20 mSv/h. Im Hilfsanlagengebäude ist bei dem Betrachteten Unfallablauf nicht mit einem signifikanten Anstieg der Dosisleistung durch Aktivitätseintrag zu rechnen, ein Anstieg der Dosisleistung durch Direktstrahlung aus der auf dem Anlagengelände vorbeiziehenden Wolke ist dennoch nicht auszuschließen.

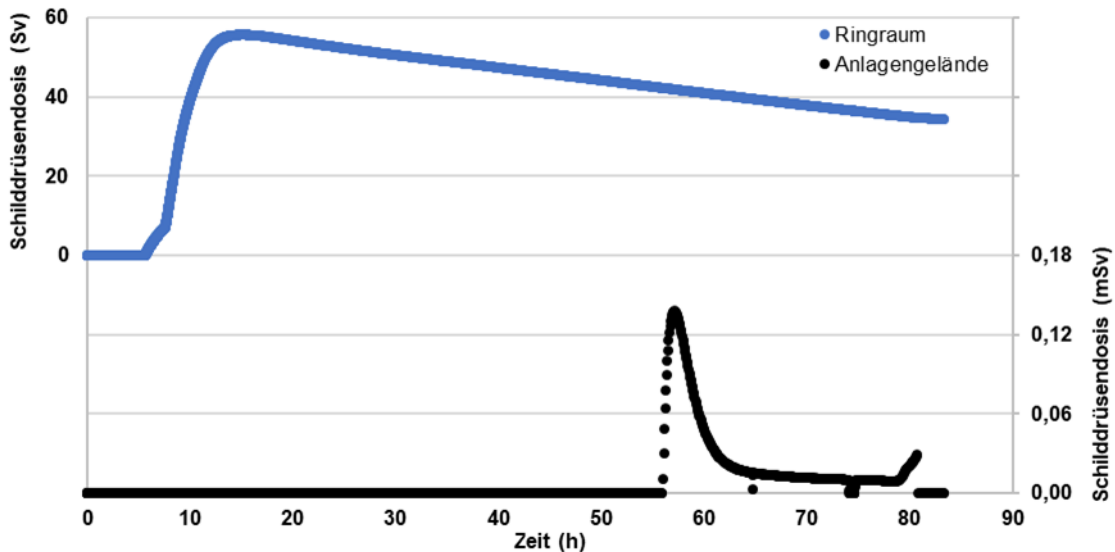


**Abb. 3.7** Zeitlicher Verlauf der Dosisleistung durch Gamma-Strahlung aus der Umgebenden Luft im Ringraum bzw. auf dem Anlagengelände infolge einer Transiente mit Totalausfall der Dampferzeuger-Bespeisung und mit sekundär- und primärseitigen Notfallmaßnahmen.

Die zeitlichen Verläufe der Inhalationsdosis (Abb. 3.8) und der Organdosis der Schilddrüse (Abb. 3.9) entsprechen im Wesentlichen denen der Dosisleistung durch Gamma-Strahlung aus der Umgebenden Luft. Allerdings ergibt sich beim Aufenthalt auf dem Anlagengelände ein erneuter Anstieg des Dosisbeitrags durch akute Inhalation zum Ende der gefilterten Druckentlastung, der durch eine Verstärkte Freisetzung von CsI bedingt ist. Bei der Organdosis der Schilddrüse durch Aufenthalt im Ringraum ist im Vergleich zur Dosisleistung deutlich der schnellere Abfall durch den Zerfall der Jodisotope zu erkennen. Der Dosisbeitrag durch die akute Inhalation ist auch bei diesem Unfallablauf auf dem Anlagengelände um etwa drei Größenordnungen geringer als durch Gamma-Strahlung aus der umgebenden Luft, was auf die Wirkung der Filter zurückzuführen ist. Innerhalb der Gebäude ließe sich durch entsprechenden Atemschutz ein vergleichbarer Effekt erzielen.



**Abb. 3.8** Zeitlicher Verlauf der Inhalationsdosis aufgrund eines Aufenthalts im Ringraum bzw. auf dem Anlagengelände von einer Minute zum betreffenden Zeitpunkt infolge einer Transiente mit Totalausfall der Dampferzeuger-Bespeisung und mit sekundär- und primärseitigen Notfallmaßnahmen.



**Abb. 3.9** Zeitlicher Verlauf der Organdosis der Schilddrüse aufgrund eines Aufenthalts im Ringraum bzw. auf dem Anlagengelände von einer Minute zum betreffenden Zeitpunkt infolge einer Transiente mit Totalausfall der Dampferzeuger-Bespeisung und mit sekundär- und primärseitigen Notfallmaßnahmen.

### 3.2.9.4 200 cm<sup>2</sup> Leck im heißen Strang mit Ausfall der Dampferzeuger-Wärmeabfuhr

Der anhaltende Kühlmittelverlust durch das 200 cm<sup>2</sup> Leck führt zum Beginn der Kernaufheizung nach ~1:00 h im oberen Kernbereich gefolgt von der Freisetzung der im Gas-spalt der Brennstäbe angesammelten Spaltprodukte ab 1:30 h. Das Kernschmelzen setzt nach ~1:45 h im oberen Kernbereich ein. Der Druck im Reaktorkreislauf steigt beim Kernabsturz kurzzeitig an, aber der nachfolgend verstärkte Austrag von heißen Gasen durch das Leck direkt in den Sicherheitsbehälter führt zu einem erneuten Abbau des Drucks. Der Reaktordruckbehälter-Boden heizt sich auf und ~1 h nach dem Kernabsturz wird das Versagen des Reaktordruckbehälters bei 3:27 h bei niedrigem Druck im Reaktorkreislauf berechnet. Charakteristisch für den Verlauf des Drucks im Sicherheitsbehälter sind stärkere Schwankungen während der Phase bis zum Reaktordruckbehälter-Versagen. Der Unterdruck im Ringraum wird während des gesamten Unfalls mit der gefilterten Ringraum-Störfallabsaugung aufrechterhalten. Die gefilterte Sicherheitsbehälter-Druckentlastung (3 kg/s konstanter Durchsatz) wird nach 67:22 h bei 0,6 MPa eingeleitet. Ca. 24 h später wird die Druckentlastungsstrecke nach dem Unterschreiten von 0,35 MPa wieder geschlossen.

In der in-vessel Phase werden vor allem leicht flüchtige Spaltprodukte und Edelgase in starkem Maße freigesetzt. Das sind ~94 % von Xe, Cs und Csl, ~93 % von Te. Von den anderen Klassen dominieren Ba mit ~1 % und Sn mit ~7 %. Das restliche Inventar der Stoffklassen Xe, Cs, Csl und Te wird mit beginnender Betonerosion freigesetzt. Außerdem werden in der Anfangsphase der Betonerosion größere Anteile von Cd: ~20 %, Ba: ~8 %, Ce: ~2 % und Sn: ~4 % in die Reaktorgrube freigesetzt. Die Transportwege für Spaltprodukte aus dem Reaktorkern in den Sicherheitsbehälter sind durch die heißseitige Lage des Lecks sehr kurz, der Leckquerschnitt ist relativ groß und zusätzlich ist die sekundärseitige Wärmesenke ausgefallen, wodurch eine geringe Rückhaltung von Aerosolen im Reaktorkreislauf berechnet wurde. Die Rückhaltung liegt in der Größenordnung von 5-7 % bezogen auf die insgesamt freigesetzte Masse radioaktiver Aerosole. Sie steigt nach Versagen des Reaktordruckbehälters infolge der Durchströmung des Reaktorkreislauf über Leck und Reaktordruckbehälter-Boden noch leicht an, d.h. es werden Aerosole in den Reaktorkreislauf eingetragen und lagern sich dort ab. Am Ende der Rechnung findet man folgende Anteile an Spaltprodukte abgelagert im Reaktorkreislauf vor: Cs: ~6 %, Ba: ~1 %, Te: ~8 %, Sn: ~2 % und Csl: ~6 %. Von den in den Sicherheitsbehälter freigesetzten Aerosolen findet man ~60 % in den Anlagenräumen abgelagert auf Strukturen oder gelöst im Sumpf. Nur etwa 30 % gelangen in die volumenmäßig

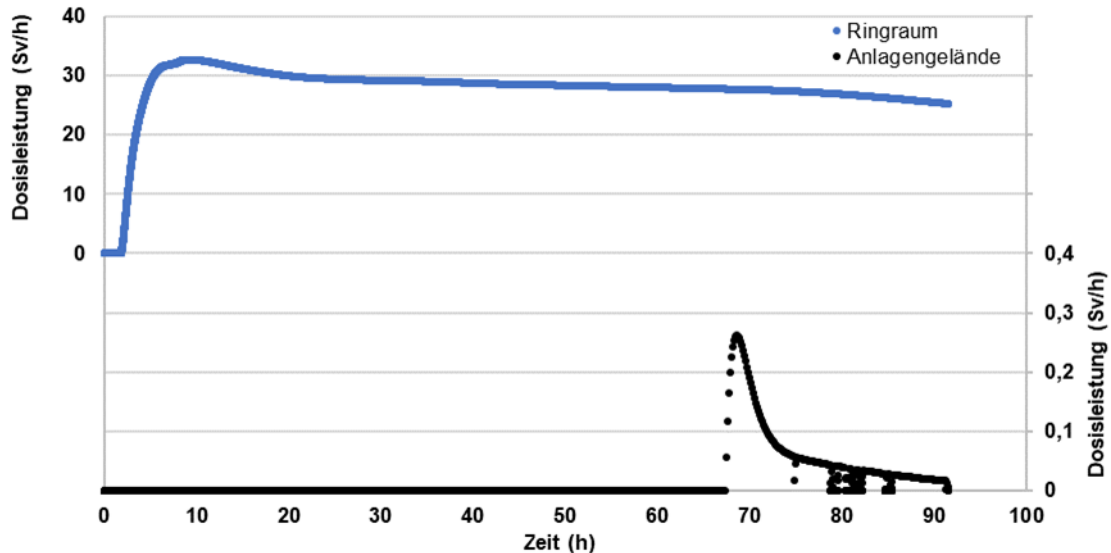
wesentlich größeren Betriebsräume. Die Edelgase werden quasi vollständig in den Sicherheitsbehälter ausgetragen. Während der gefilterten Druckentlastung werden ~70 % in die Umgebung ausgetragen /SON 01/. Die charakteristischen Ereignisse des Unfallablaufs mit Bezug zu Freisetzungen sind in Tab. 3.10 zusammengefasst.

**Tab. 3.10** Charakteristische Ereignisse des Unfallablaufs 200 cm<sup>2</sup> Leck im heißen Strang mit Ausfall der Dampferzeuger-Wärmeabfuhr mit Bezug zu Freisetzungen /SON 01/

Ereignis	Zeitpunkt
Auftreten des Lecks	0 s
RESA / TUSA	2 s
Beginn Spaltgasfreisetzung aus Brennstäben	1:30 h
Beginn des Kernschmelzens	1:45 h
RDB-Versagen und Beginn Schmelzeaustrag	3:27 h
Kontakt Schmelze-Wasser (Lüftungsspinne)	7:10 h
Einleiten der gefilterten Sicherheitsbehälter-Druckentlastung	67:22 h
Beenden der gefilterten Sicherheitsbehälter-Druckentlastung	91:30 h

Die durch Gamma-Strahlung aus der Umgebenden Luft resultierende Dosisleistung im Ringraum und auf dem Anlagengelände ist in Abb. 3.10 dargestellt. Mit Beginn der Spaltgasfreisetzung aus Brennstäben nach 1:30 h beginnt die Dosisleistung im Ringraum leicht zu steigen auf etwa 100 mSv/h, ab Beginn des Kernschmelzens nach ~1:45 h steigt die Dosisleistung sichtbar schneller an, bereits nach 25 Minuten werden 250 mSv/h überschritten. Innerhalb von etwa 8 h steigt die Dosisleistung weiter auf Werte um 33 Sv/h wodurch auch bei Aufenthalt von wenigen Minuten deterministische Strahlenschäden zu befürchten sind. Die Dosisleistung auf dem Anlagengelände steigt ab Beginn der Spaltgasfreisetzung aus den Brennstäben ebenfalls leicht an. Die Freisetzung erfolgt zunächst über die Ringraum-Störfallabsaugung, die Dosisleistung steigt dadurch innerhalb einer halben Stunde auf etwa 100 µS/h und verbleibt auf diesem Niveau bis zum Beginn der gefilterten Druckentlastung nach 67:22 h, woraufhin die Dosisleistung sprunghaft auf etwa 260 mSv/h steigt und in den nächsten Stunden wieder abfällt. Etwa 1:30 h nach dem sprunghaften Anstieg der Dosisleistung werden 250 mSv/h wieder unterschritten und nach 4:30 h 100 mSv/h. Im Hilfsanlagengebäude ist bei dem

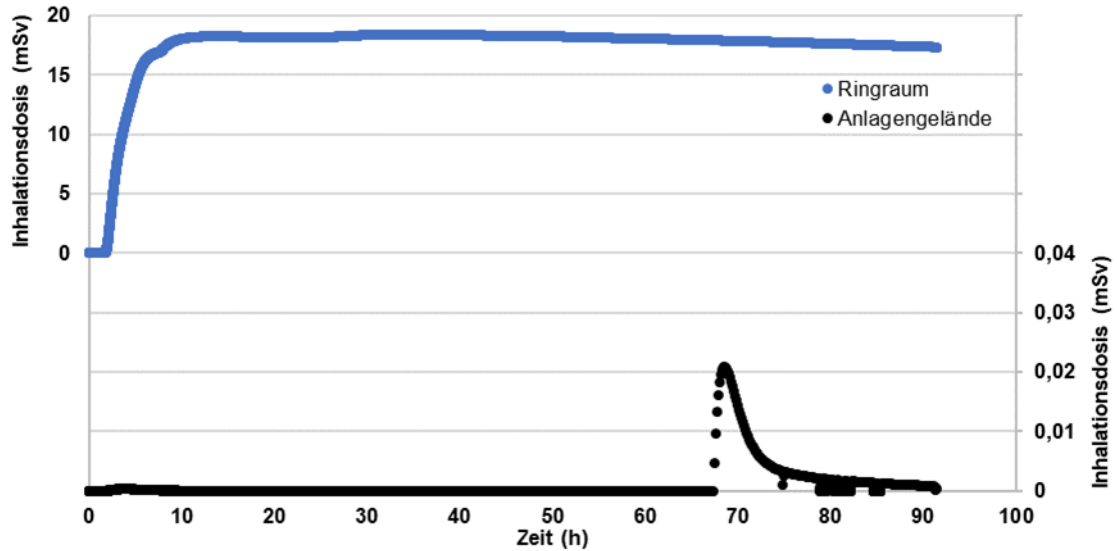
Betrachteten Unfallablauf nicht mit einem signifikanten Anstieg der Dosisleistung durch Aktivitätseintrag zu rechnen, ein Anstieg der Dosisleistung durch Direktstrahlung aus der auf dem Anlagengelände vorbeiziehenden Wolke ist dennoch nicht auszuschließen.



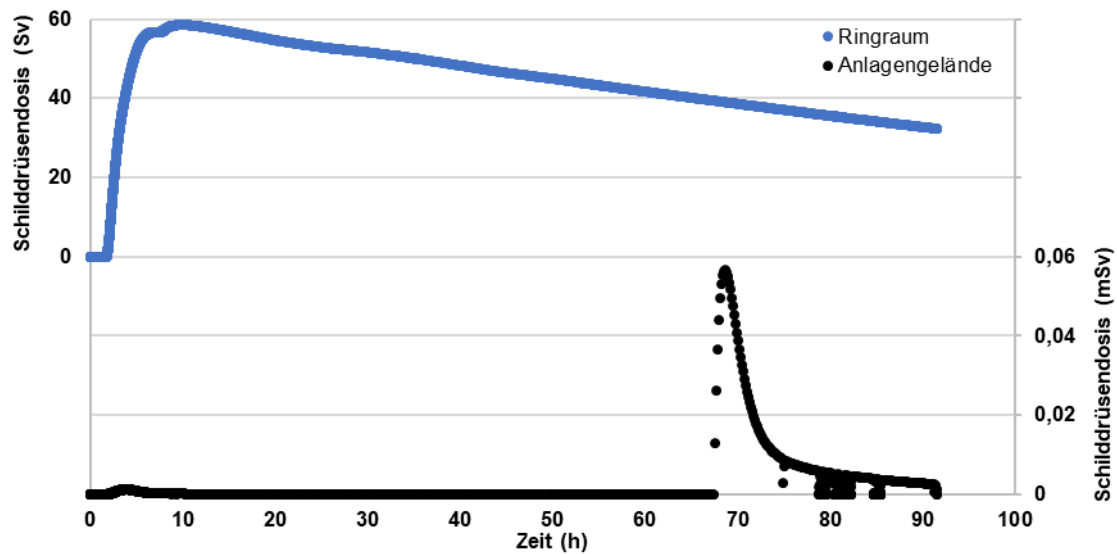
**Abb. 3.10** Zeitlicher Verlauf der Dosisleistung durch Gamma-Strahlung aus der Umgebenden Luft im Ringraum bzw. auf dem Anlagengelände infolge eines 200 cm<sup>2</sup> Lecks im heißen Strang mit Ausfall der Dampferzeuger-Wärmeabfuhr.

Die zeitlichen Verläufe der Inhalationsdosis (Abb. 3.11) und der Organdosis der Schilddrüse (Abb. 3.12) entsprechen denen der Dosisleistung durch Gamma-Strahlung aus der umgebenden Luft. Bei der Dosis durch akute Inhalation auf dem Anlagengelände ist zusätzlich vorübergehend ein leichter Anstieg zu Beginn der Spaltgasfreisetzung aus den Brennstäben zu verzeichnen. Bei der Organdosis der Schilddrüse durch Aufenthalt im Ringraum ist im Vergleich zur Dosisleistung deutlich der schnellere Abfall durch den Zerfall der Jodisotope zu erkennen. Der Dosisbeitrag durch die akute Inhalation ist auf dem Anlagengelände um etwa drei Größenordnungen geringer als durch Gamma-Strahlung aus der umgebenden Luft, was auf die Wirkung der Filter zurückzuführen ist. Innerhalb der Gebäude ließe sich durch entsprechenden Atemschutz ein vergleichbarer Effekt erzielen.





**Abb. 3.11** Zeitlicher Verlauf der Inhalationsdosis aufgrund eines Aufenthalts im Ringraum bzw. auf dem Anlagengelände von einer Minute zum betreffenden Zeitpunkt infolge eines 200 cm<sup>2</sup> Lecks im heißen Strang mit Ausfall der Dampferzeuger-Wärmeabfuhr.



**Abb. 3.12** Zeitlicher Verlauf der Organdosis der Schilddrüse aufgrund eines Aufenthalts im Ringraum bzw. auf dem Anlagengelände von einer Minute zum betreffenden Zeitpunkt infolge eines 200 cm<sup>2</sup> Lecks im heißen Strang mit Ausfall der Dampferzeuger-Wärmeabfuhr.

### 3.2.9.5 Transiente mit totalem Spannungsausfall und Versagen der Druckhalter-Verbindungsleitung

Beschrieben wird im Folgenden der Unfallablauf einer Transienten mit totalem Spannungsausfall, bei denen das Versagen der Druckhalter-Verbindungsleitung untersucht wurde. Nach ~2 h beginnt die Kernfreilegung und das Kernschmelzen setzt nach ~2:35 h im oberen Kernbereich ein. Das Versagen der dünnwandigere Druckhalter-Verbindungsleitung wurde nach ~2:55 h unterstellt. Dadurch entsteht eine Lecköffnung von  $2 \times 950 \text{ cm}^2$  entsprechend des Leitungsquerschnitts der Druckhalter-Verbindungsleitung. Dadurch kommt es zum Austrag großer Mengen an Dampf. Der rasche Druckabfall ermöglicht das Wiederfluten des stark zerstörten Kerns mit den Druckspeichern, die ihr gesamtes Inventar innerhalb von wenigen Minuten in den Reaktorkreislauf einspeisen. Dadurch wird die Kernzerstörung zunächst gestoppt. Der sich nach ~3:30 h anschließende erneute Kernaufheizvorgang dauert deutlich länger und ab ~4:30 h setzt sich der Kernschmelzvorgang fort. Zeitpunkt des Reaktordruckbehälter-Versagens ist nach 6:22 h. Nach 44:30 h wird die gefilterte Sicherheitsbehälter-Druckentlastung eingeleitet und dauert bis zum Ende der Rechnung an.

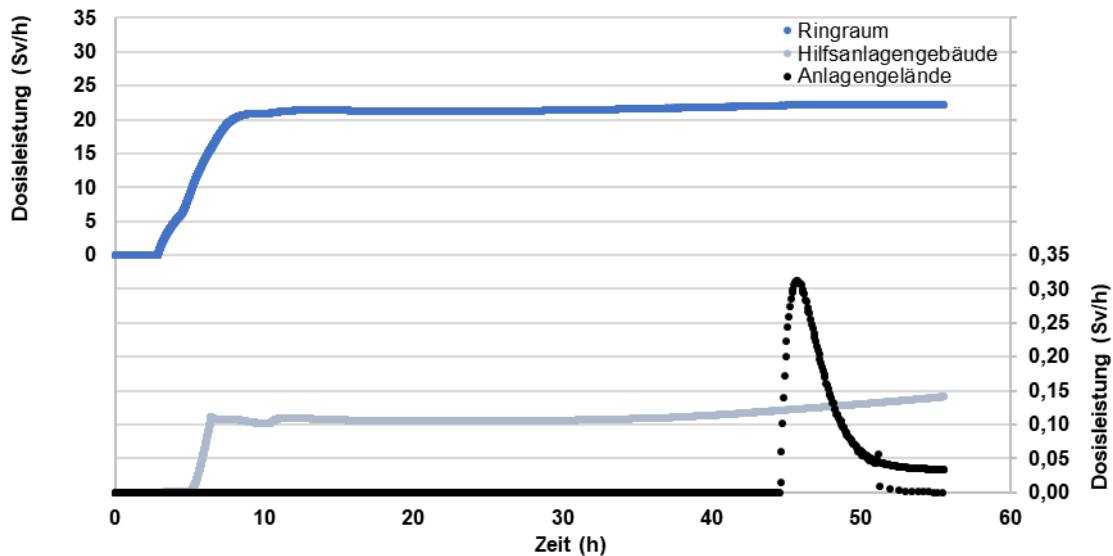
In der in-vessel Phase werden vor allem leicht flüchtige Spaltprodukte und Edelgase in starkem Maße freigesetzt. Das sind ~90 % an Xe, Cs, Csl und Te. Weitere Spaltprodukte sowie die verbliebenen Edelgase werden zu Beginn der Schmelze-Beton-Wechselwirkung freigesetzt. Es kommen zwei verschiedene Transportwege der während des Kernschmelzens freigesetzten Spaltprodukte in Frage. Zunächst über den heißen Strang, die Druckhalter-Verbindungsleitung, den Druckhalter und den Druckhalter-Abblasetank in den Sicherheitsbehälter. Reißt die Druckhalter-Verbindungsleitung ab, ist der Freisetzungspfad dann sehr kurz. Ab diesem Zeitpunkt findet quasi keine weitere Zunahme der Rückhaltung von Aerosolen im Reaktorkreislauf mehr statt, sondern diese werden in den Sicherheitsbehälter freigesetzt. In etwa bis zum Zeitpunkt des Wassereinbruchs in die Reaktorgrube sinkt die Masse im Reaktorkreislauf abgelagerter radioaktiver Aerosole ab, danach steigt sie langfristig unterschiedlich stark wieder an. Das ist durch den Wiedereintrag von Aerosolen über den defekten Reaktordruckbehälter-Boden bedingt. Im berechneten Zeitraum des Sicherheitsbehälter-Ventings werden ~40 % der Edelgase aus dem Sicherheitsbehälter in die Umgebung ausgetragen /SON 01/. Die charakteristischen Ereignisse des Unfallablaufs mit Bezug zu Freisetzungen sind Tab. 3.11 in zusammengefasst.

**Tab. 3.11** Charakteristische Ereignisse des Unfallablaufs einer Transienten mit totalem Spannungsausfall und Versagen der Druckhalter-Verbindungsleitung mit Bezug zu Freisetzungen /SON 01/

Ereignis	Zeitpunkt
RESA / TUSA	3,4 s / 0 s
1. Öffnen des DH-Abblaseregelventil	1:06 h
Versagen des DH-Abblasetank	1:28 h
Spaltgasfreisetzung aus Brennstäben	2:22 h
Beginn des Kernschmelzens	~2:35 h
Versagen der unteren Kerngitterplatte, Kernabsturz, Quenchen	5:02 h
RDB-Versagen, Beginn Schmelzeaustrag in Reaktorgrube	6:22 h
Sieden des Wassers im BE-Becken	~38 h
Einleiten gefilterte Sicherheitsbehälter-Druckentlastung	44:30 h

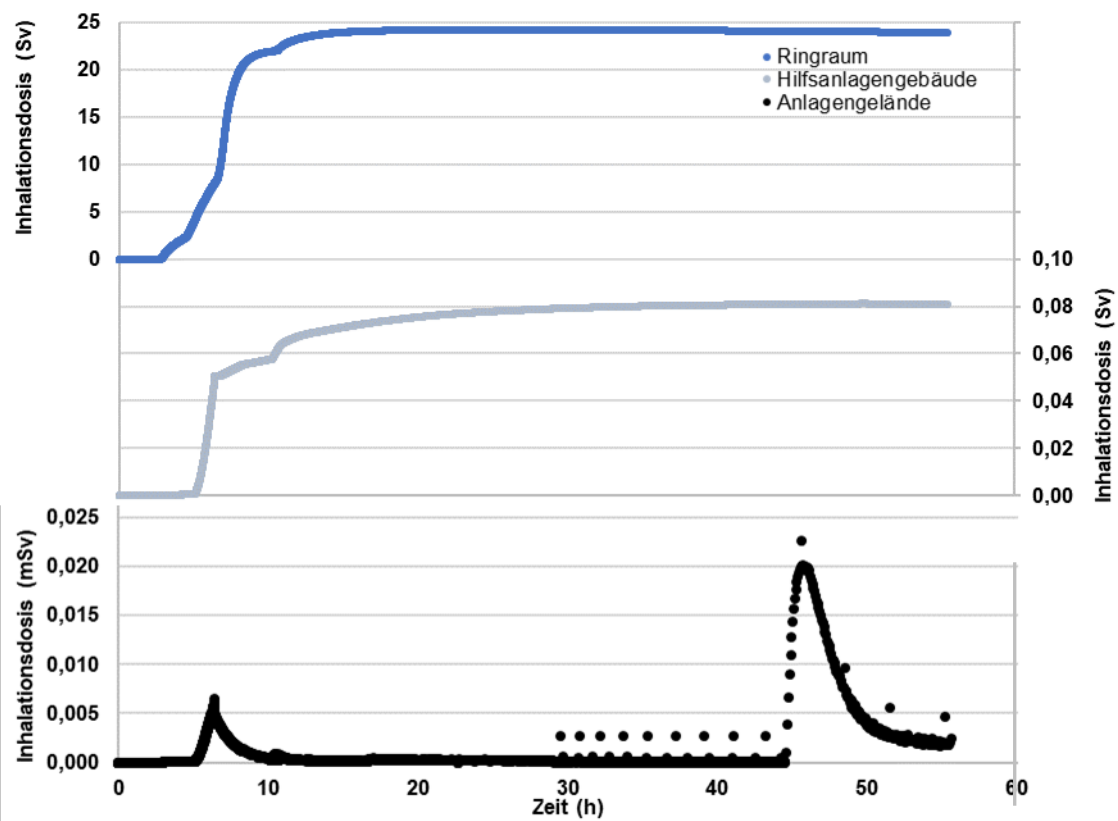
Die durch Gamma-Strahlung aus der Umgebenden Luft resultierende Dosisleistung im Ringraum, im Hilfsanlagegebäude und auf dem Anlagengelände ist in Abb. 3.13 dargestellt. Mit Beginn der Spaltgasfreisetzung aus Brennstäben nach 2:22 h beginnt die Dosisleistung im Ringraum bis auf etwa 100 mSv/h zu steigen, etwa 15 Minuten nach Beginn des Kernschmelzens nach ~2:35 h steigt die Dosisleistung sichtbar schneller an, bereits nach 2 Minuten werden 250 mSv/h überschritten. Innerhalb von etwa 6 h steigt die Dosisleistung weiter auf Werte um 22 Sv/h wodurch auch bei Aufenthalt von wenigen Minuten deterministische Strahlenschäden zu befürchten sind. Im Hilfsanlagegebäude steigt die durch Gamma-Strahlung aus der Umgebenden Luft resultierende Dosisleistung ebenso wie im Ringraum ab Beginn der Spaltgasfreisetzung aus Brennstäben zunächst leicht, nach Beginn der Kernschmelze etwas stärker an auf bis zu 3 mSv/h. Nach etwa 5 h steigt die Dosisleistung im Hilfsanlagegebäude sprunghaft auf etwa 110 mSv/h, da durch das Versagen der unteren Kerngitterplatte infolge der Quenchreaktion zum raschen Verdampfen des Restwasser im unteren Plenum damit zum verstärkten Austrag von heißen Gasen in den Sicherheitsbehälter kommt. Die Dosisleistung bleibt zunächst auf diesem Niveau und steigt nach 24 h allmählich weiter an. Auch auf dem Anlagengelände steigt die Dosisleistung ab Beginn der Spaltgasfreisetzung aus den Brennstäben nach 2:22 h ebenfalls leicht an. Die Freisetzung erfolgt zunächst über einen Austrag aus dem Hilfsanlagegebäude, die Dosisleistung steigt dadurch innerhalb von etwa 4 h Stunden auf 10  $\mu$ S/h, fällt dann wieder leicht ab und

verbleibt auf einem Niveau von 1  $\mu\text{Sv/h}$  bis zum Beginn der gefilterten Druckentlastung nach 44:30 h, woraufhin die Dosisleistung sprunghaft auf etwa 320 mSv/h steigt und in den nächsten Stunden wieder ab fällt. Etwa 2 h nach dem sprunghaften Anstieg der Dosisleistung werden 250 mSv/h wieder unterschritten und nach 4 h 100 mSv/h.

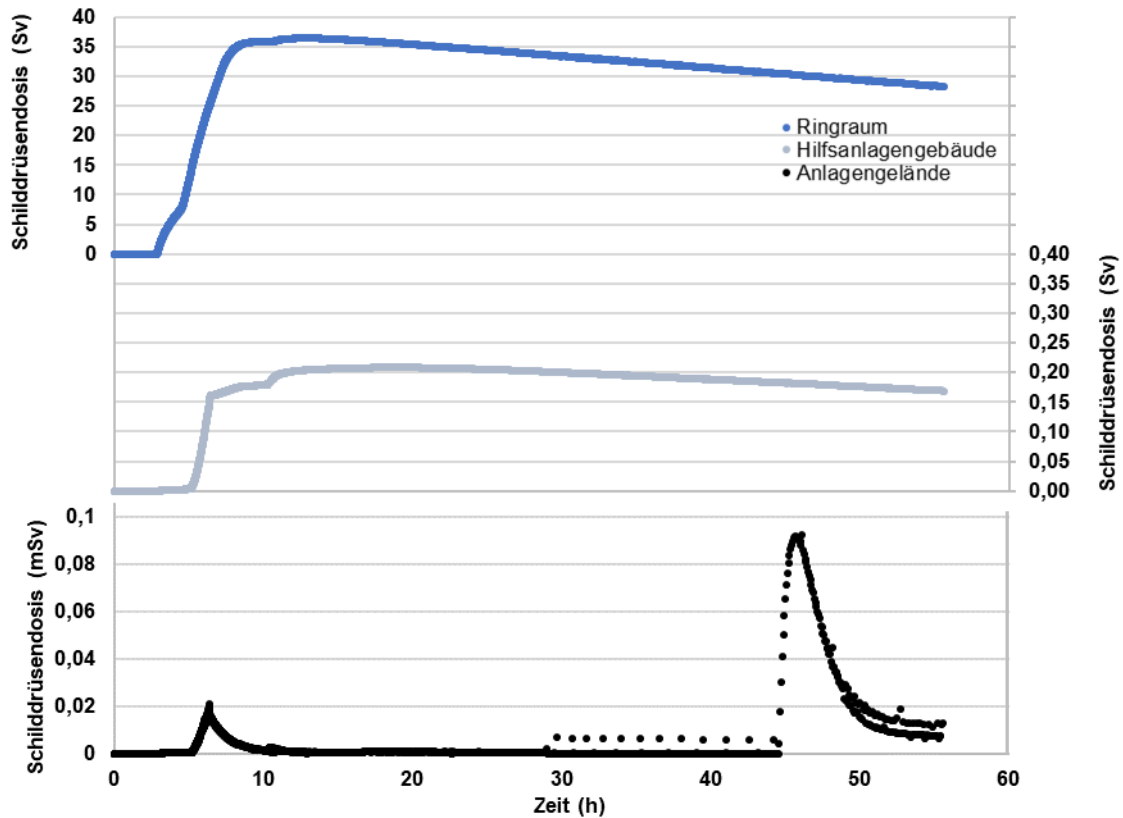


**Abb. 3.13** Zeitlicher Verlauf der Dosisleistung durch Gamma-Strahlung aus der Umgebenden Luft im Ringraum, im Hilfsanlagengebäude bzw. auf dem Anlagengelände infolge einer Transiente mit totalem Spannungsausfall und Versagen der Druckhalter-Verbindungsleitung.

Die zeitlichen Verläufe der Inhalationsdosis (Abb. 3.14) und der Organdosis der Schilddrüse (Abb. 3.15) in Ringraum und Hilfsanlagengebäude entsprechen im Wesentlichen denen der Dosisleistung durch Gamma-Strahlung aus der umgebenden Luft. Bei der Organdosis der Schilddrüse durch Aufenthalt in Ringraum und Hilfsanlagengebäude ist im Vergleich zur Dosisleistung deutlich der schnellere Abfall durch den Zerfall der Jodisotope zu erkennen. Bei der Dosis durch akute Inhalation auf dem Anlagengelände ist durch das rasche Verdampfen des Restwasser im unteren Plenum nach ab 5 h ein vorübergehender Anstieg auf bis zu 7  $\mu\text{Sv}$  infolge eines Aufenthalts von einer Minute zu verzeichnen. Die Freisetzung erfolgt zunächst über einen Austrag aus dem Hilfsanlagengebäude. Mit Beginn der gefilterten Druckentlastung nach 44:30 h steigt die Dosis durch akute Inhalation erneut vorübergehend an auf 20  $\mu\text{Sv}$  infolge eines Aufenthalts von einer Minute. Der Dosisbeitrag durch die akute Inhalation ist auf dem Anlagengelände um etwa drei Größenordnungen geringer als durch Gamma-Strahlung aus der Umgebenden Luft, was auf die Wirkung der Filter zurückzuführen ist. Innerhalb der Gebäude ließe sich durch entsprechenden Atemschutz ein vergleichbarer Effekt erzielen.



**Abb. 3.14** Zeitlicher Verlauf der Inhalationsdosis aufgrund eines Aufenthalts im Ringraum, im Hilfsanlagengebäude bzw. auf dem Anlagengelände von einer Minute zum betreffenden Zeitpunkt infolge einer Transiente mit totalem Spannungsausfall und Versagen der Druckhalter-Verbindungsleitung.



**Abb. 3.15** Zeitlicher Verlauf der Organdosis der Schilddrüse aufgrund eines Aufenthalts im Ringraum, im Hilfsanlagengebäude bzw. auf dem Anlagengelände von einer Minute zum betreffenden Zeitpunkt infolge einer Transiente mit totalem Spannungsausfall und Versagen der Druckhalter-Verbindungsleitung.

### 3.2.9.6 Transiente mit totalem Spannungsausfall und Versagen der Druckhalter-Verbindungsleitung mit nachfolgendem Leck im Sicherheitsbehälter

Unterstellt wurde, dass es als Folge des Versagens der Druckhalter-Verbindungsleitung zu einem größeren Leck im Bereich der Durchführungen im Sicherheitsbehälter zum Ringraum (mittlerer, peripherer Sicherheitsbehälter-Bereich) von maximal  $0,5 \text{ m}^2$  kommt. Zum Vergleich dazu entspricht die ansonsten simulierte Auslegungsleckage des Sicherheitsbehälters zum Ringraum von  $0,2 \text{ vol.}\%/d$  nur einem Leck mit der Fläche  $10^{-5} \text{ m}^2$ .

Die Vorgänge während der in-vessel Phase sind bis zum Versagen der Druckhalter-Verbindungsleitung identisch zu dem in Abschnitt 3.2.9.5 detailliert beschriebenen Fall ohne Sicherheitsbehälter-Leck. Deutlichere Unterschiede im Vergleich zu diesem Unfallablauf stellen sich danach ein. Als Folge des Versagens der Druckhalter-Verbindungsleitung

wurde das Leck im Sicherheitsbehälter unterstellt und es kommt zu einer Druckentlastung des Sicherheitsbehälters. Somit ist der Gegendruck zum Reaktorkreislauf, der alle Ausströmvorgänge beeinflusst, geringer, der Kern wird nach dem Wiederfluten rascher wieder freigelegt und die erneute Kernaufheizung beginnt früher als in den Fällen ohne Sicherheitsbehälter-Leck. Zeitpunkt des Reaktordruckbehälter-Versagens ist nach 6:06 h.

Nach Auftreten des Sicherheitsbehälter-Lecks nach 2:50 h kommt es zunächst zu einem ~0:15 h anhaltenden Ausströmvorgang aus dem Sicherheitsbehälter in den Ringraum bis zum Druckausgleich auf Umgebungsdruck. Dabei steigt der Druck im Ringraum kurzzeitig so weit an, dass die modellierten Verbindungen zum Hilfsanlagegebäude und zur Umgebung (Lüftungskanäle) versagen und ein ungefilterter Freisetzungspfad für luftgetragene Spaltprodukte entsteht. Da der Ringraum generell noch recht kalt ist, verglichen mit dem Sicherheitsbehälter, kann der Dampf gut kondensieren und die Dampfkonzentration nimmt rasch wieder ab. Ist der Sicherheitsbehälter-Druck abgefallen, kommt es zu einem länger andauernden schwachen Rückströmvorgang aus dem Ringraum über das Leck in den Sicherheitsbehälter, da sich im Sicherheitsbehälter durch die Kondensation von Wasserdampf bei nachlassender Freisetzung aus dem Reaktorkreislauf ein geringfügig niedrigerer Druck einstellt, als im Ringraum. Aus dem Ringraum strömen Gase auch über offene Verbindungen ins Hilfsanlagegebäude und weiter in die Umgebung.

In der in-vessel Phase werden wie in allen Fällen vor allem leicht flüchtige Spaltprodukte und Edelgase in starkem Maße freigesetzt. Das sind ~92 % von Xe, Cs und CsI, sowie ~89 % von Te. Die Freisetzung anderer Elementklassen ist mit ~0,5 % von Ba und ~4 % von Sn geringer. Das restliche Inventar der Stoffklassen Xe, Cs, CsI und Te und größere Anteile von Cd, Ba, Ce und Sn werden während der Anfangsphase der Betonerosion freigesetzt. Es kommen zwei verschiedene Transportwege der während des Kernschmelzens freigesetzten Spaltprodukte aus dem Reaktorkreislauf in den Sicherheitsbehälter in Frage. Zunächst über den heißen Strang, die Druckhalter -Verbindungsleitung, den Druckhalter und den Druckhalter-Abblasetank in den Sicherheitsbehälter bis die Druckhalter-Verbindungsleitung versagt und der Freisetzungspfad sehr kurz ist. Ab diesem Zeitpunkt findet quasi keine weitere Zunahme der Rückhaltung von Aerosolen im Reaktorkreislauf mehr statt. Durch die sich anschließende ~0:15 h dauernde Druckentlastungsphase des Sicherheitsbehälters zum Ringraum und den Austrag über das Hilfsanlagegebäude zur Umgebung wird die überwiegende Masse der am Ende der Rechnung außerhalb des Sicherheitsbehälter vorgefundenen radioaktiven Aerosole

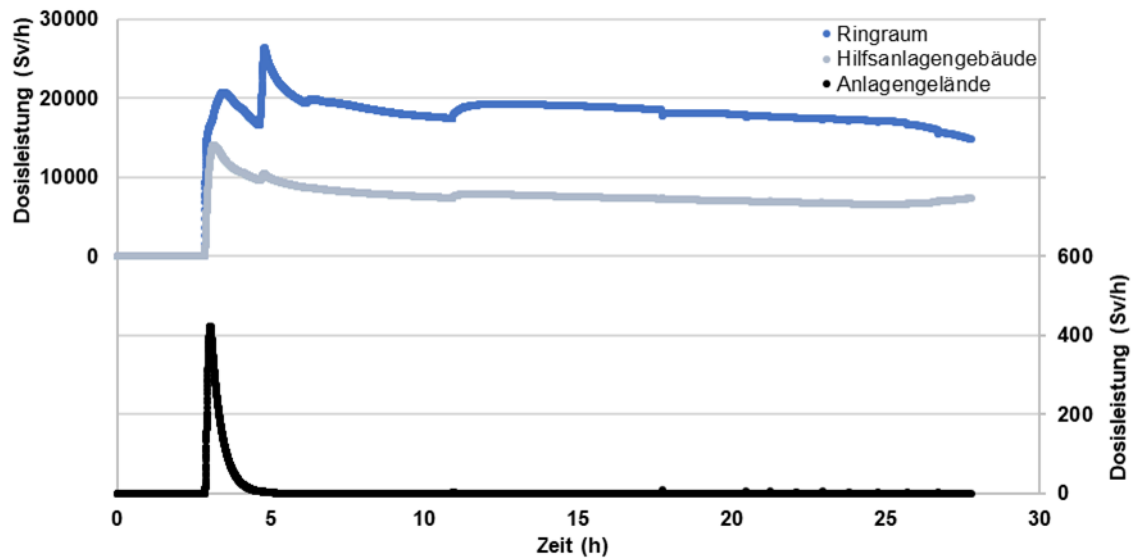
ausgetragen. Die verstärkte Freisetzung von Aerosolen während der zweiten Kernschmelzphase im Zeitbereich nach ~4 h führt nochmals zu einem erhöhten Eintrag von Aerosolen in den Ringraum. Mit erneutem Einsetzen des Austrags von Gasen aus dem Sicherheitsbehälter in den Ringraum infolge der Verdampfung von Wasser, das ab ~11 h in die Reaktorgrube eindringt, könnten auch wieder Aerosole ausgetragen werden. Da diese aber überwiegend bereits abgelagert sind, ändert sich die Masse ausgetragener Aerosole nur noch unbedeutend. Ein Austrag von Edelgasen aus dem Sicherheitsbehälter ist nur dann möglich, wenn im Sicherheitsbehälter ein Überdruck zum Ringraum vorhanden ist. Dies ist vor allem in der Langzeitphase nach Wassereintrich in die Reaktorgrube der Fall. Sukzessive werden alle in den Sicherheitsbehälter eingetragenen Edelgase über Ringraum und Hilfsanlagegebäude in die Umgebung freigesetzt. Dieser Freisetzungsvorgang ist zum Zeitpunkt des Endes der Rechnung noch nicht abgeschlossen /SON 01/. Die charakteristischen Ereignisse des Unfallablaufs mit Bezug zu Freisetzungen sind in Tab. 3.12 zusammengefasst.

**Tab. 3.12** Charakteristische Ereignisse des Unfallablaufs einer Transienten mit totalem Spannungsausfall und Versagen der Druckhalter-Verbindungsleitung mit nachfolgendem Leck im Sicherheitsbehälter mit Bezug zu Freisetzungen /SON 01/

Ereignis	Zeitpunkt
RESA / TUSA	3,4 s / 0 s
1. Öffnen des DH-Abblaseregelventil	1:06 h
Versagen des DH-Abblasetank	1:28 h
Spaltgasfreisetzung aus Brennstäben	2:22 h
Beginn des Kernschmelzens	~2:35 h
0,5 m <sup>2</sup> Leck im Sicherheitsbehälter	2:50 h
RDB-Versagen, Beginn Schmelzeaustrag in Reaktorgrube	6:06 h

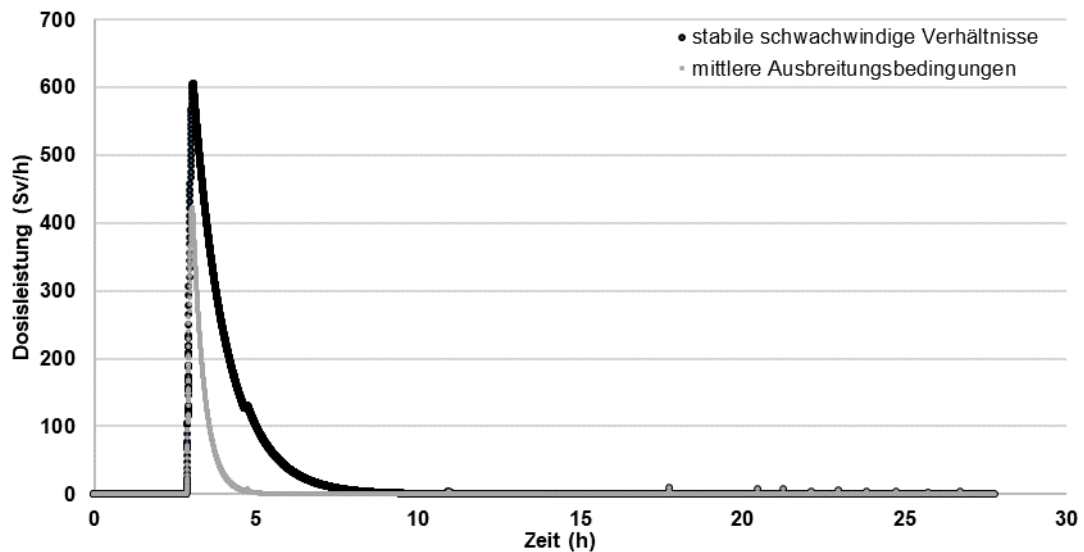
Die resultierende Dosisleistung durch Gamma-Strahlung aus der umgebenden Luft in verschiedenen Anlagenbereichen ist in Abb. 3.16 dargestellt. Aufgrund des Versagens der Druckhalter-Verbindungsleitung und dem resultierenden größeren Leck im Bereich der Durchführungen im Sicherheitsbehälter zum Ringraum nach 2:50 h kommt es vor allem in Ringraum und Hilfsanlagegebäude aber auch auf dem Anlagengelände zu einem sprunghaften Anstieg der Dosisleistung in Bereiche die innerhalb von Sekunden bzw. Minuten eine tödliche Exposition verursachen.





**Abb. 3.16** Zeitlicher Verlauf der Dosisleistung durch Gamma-Strahlung aus der Umgebenden Luft im Ringraum, im Hilfsanlagegebäude und auf dem Anlagengelände infolge einer Transiente mit totalem Spannungsausfall und Versagen der Druckhalter-Verbindungsleitung mit nachfolgendem Leck im Sicherheitsbehälter.

Für diesen Unfallablauf mit den höchsten Freisetzungen wurde zusätzlich der Einfluss der meteorologischen Verhältnisse auf die radiologische Situation auf dem Anlagengelände untersucht. Dazu wurde neben den für alle Auswertung zugrunde gelegten stabilen schwachwindigen Verhältnissen auch mittlere Ausbreitungsbedingungen mit einer Abbaurrate von  $1,5 \cdot 10^{-3} \text{ s}^{-1}$  betrachtet. Der zeitliche Verlauf der Dosisleistung durch Gamma-Strahlung auf dem Anlagengelände ist in Abb. 3.17 für beide Ausbreitungsbedingungen vergleichend dargestellt. Bei mittleren Ausbreitungsbedingungen ist die zu erwartende Dosisleistung in der Spitze um etwa ein Viertel niedriger als bei stabilen schwachwindigen Verhältnissen und sinkt auch schneller wieder ab. Unter der konservativeren Annahme stabiler schwachwindiger Verhältnisse wird die Dosisleistung gegebenenfalls überschätzt, auf den gesamten Zeitraum der Berechnung bezogen entspricht das einem Faktor von drei.



**Abb. 3.17** Einfluss der meteorologischen Verhältnisse auf die radiologische Situation auf dem Anlagengelände.

### 3.2.9.7 Vergleich der Unfallabläufe

Bei den hier betrachteten Unfallabläufen mit intaktem Sicherheitsbehälter steigt die Dosisleistung im Ringraum zwar ab Beginn der Spaltgasfreisetzung aus den Brennelementen aufgrund der Auslegungsleckage leicht an, verbleibt aber auf einem relativ niedrigen Niveau, das einen Aufenthalt von einigen Stunden ermöglicht. Mit Einsetzen der Kernschmelze steigt die Dosisleistung deutlich schneller an und innerhalb von einigen zehn Minuten bis zu wenigen Stunden werden Dosisleistungen erreicht, die auch eine kurzzeitige Begehung unmöglich machen. Die Begebarkeit des Hilfsanlagegebäudes wird dagegen nicht beeinträchtigt. Auf dem Anlagengelände steigt die Dosisleistung zwar aufgrund der gefilterten Freisetzung über die Störfallabsaugung ab Beginn der Spaltgasfreisetzung aus den Brennelementen ebenfalls leicht an, verbleibt aber zunächst auf einem Niveau von weniger als 0,1 mSv/h, wodurch die Begebarkeit gewährleistet bleibt. Mit Beginn der gefilterten Druckentlastung des Sicherheitsbehälters steigt die Dosisleistung auf dem Anlagengelände in den betrachteten Fällen mit intaktem Sicherheitsbehälter sprunghaft auf ein Niveau zwischen 250 und 300 mSv/h an, wodurch nur ein zeitlich eng begrenzter ungeschützter Aufenthalt auf dem Anlagengelände von einigen Minuten möglich ist. Innerhalb weniger Stunden sinkt die Dosisleistung dann wieder deutlich ab, wodurch auch längere Aufenthalte möglich werden. Der Unfallablauf mit Versagen der Druckhalter-Verbindungsleitung stellt insofern einen Sonderfall dar, als aufgrund der

Leckgröße deutlich mehr Dampf in den Sicherheitsbehälter ausströmt und in der Folge auch zu höheren Freisetzungen führt. Dadurch kommt es in diesem Fall auch zu einem Aktivitätseintrag ins Hilfsanlagegebäude, der zu einer Dosisleistung im Bereich von 100 bis 150 mSv/h führt, die eine zeitlich begrenzte Begehung dennoch zulässt.

In Tab. 3.13 sind basierend auf den Unfallanalysen aus /SON 01/ die Dosisleistung durch Gamma-Strahlung aus der Umgebenden Luft im Ringraum und im Hilfsanlagegebäude am Ende der Berechnung für weitere Unfallabläufe dargestellt. Aufgrund der Datenverfügbarkeit nur eine Betrachtung des Zustands am Ende der Rechnung möglich. Ein Vergleich mit den oben ausführlich analysierten Unfallabläufen zeigt, dass die Dosisleistung im Ringraum ebenfalls in allen Fällen ein Niveau erreicht, das eine Begehung unmöglich macht, während im Hilfsanlagegebäude in der Mehrzahl der Unfallabläufe nicht mit einem signifikanten Aktivitätseintrag gerechnet werden muss und in den übrigen Fällen, die Begebarkeit trotz eines leichten Anstiegs in der Dosisleistung gewährleistet sein sollte. Wobei anhand der limitierten Auswertung nicht ausgeschlossen werden kann, dass die Dosisleistung im Unfallverlauf zwischenzeitlich höher ist als am Ende der Berechnung.

**Tab. 3.13** Dosisleistung durch Gamma-Strahlung aus der Umgebenden Luft im Ringraum und im Hilfsanlagegebäude am Ende der Berechnung für verschiedene Unfallabläufe, basierend auf den Unfallanalysen aus /SON 01/

Unfallablauf	Ende der Berechnung (h)	Dosisleistung (Sv/h)	
		Ringraum	Hilfsanlagegebäude
Doppelseitiger Bruch einer heißen Hauptkühlmittelpumpe (bei RDB versagen)	2	23	-
50 cm <sup>2</sup> Leck im heißen Strang und Ausfall der Dampferzeuger	84	9,6	-
50 cm <sup>2</sup> Leck im heißen Strang	84	8,6	-
Totalausfall der batterieunabhängigen Eigenbedarfsversorgung - Station Black-Out (bei RDB- Versagen)	5	5,0	1,9E-5
200 cm <sup>2</sup> Leck heiß und Ausfall ND-Notkühlung	29	35	-
Totalausfall DE-Speisewasser mit primärseitiger Druckentlastung	70	26	-
Totalausfall DE-Speisewasser mit sekundär- und primärseitiger Druckentlastung	81	27	-
Transiente mit Totalausfall DE-Speisewasser und Ausfall der Notfallmaßnahmen	68	23	-
Transiente mit totalem Spannungsausfall (HD-Fall)	68	1,6	4,1E-4



#### **4 AP 3: Kombination radiologischer und anlagentechnischer Informationen zur Quelltermabschätzung**

Die Forschungs- und Entwicklungsarbeiten in diesem AP sollen die Kompetenz der GRS verbessern, auf Basis der im Ereignisfall verfügbaren Informationen erforderliche Quelltermabschätzungen vorzunehmen und für die Erstellung von Lagebildern verfügbar zu machen bzw. Stellungnahmen zu vorliegenden Prognosen abzugeben.

Zum Erreichen dieser Ziele wurden Möglichkeiten zur Kombination anlageninterner (z. B. aus Lageberichten der Anlage) mit anlagenexternen Informationen (z. B. Ortsdosisleistung in der Umgebung, Kontaminationen, sonstigen Beobachtungen und Messungen) analysiert. Ziel ist es, einzeln vorliegende Daten aus unterschiedlichen Lage- und sonstigen Zustandsberichten so zu verknüpfen, dass eine mit Blick auf die Datenlage optimierte Nutzung aller Informationen zur Bewertung des Anlagenzustandes und ggf. des Quellterms ermöglicht wird. Insbesondere sollen zu diesem Zweck Erkenntnisse aus anlageninternen Abläufen (z. B. anlagentechnische Parameter, aber auch qualitative Informationen zum Schadensausmaß und Freisetzungsverlauf in den Reaktoren, BE-Becken oder anderen Einrichtungen mit radiologischem Inventar) mit radiologischen Informationen zusammengeführt und im Hinblick auf Präzisierungsmöglichkeiten in der Analyse des Ereignisablaufs und ggf. der Quelltermabschätzung und Prognose ausgewertet werden.

Im Zuge der Bearbeitung von AP 3 wurde deutlich, dass die entwickelten Ansätze für ein Anwendungsspektrum nutzbar sind, das nicht auf Unfallabläufe in Kernkraftwerken beschränkt ist, sondern die gesamte Bandbreite der Referenzszenarien 0 bis 9 umfasst. Um diese Nutzungsmöglichkeiten zu realisieren, wurden die Arbeiten eng mit den Entwicklungsarbeiten in AP 4 verschaltet. Insbesondere durch diese Verschaltung sind die entwickelten Methoden auf die optimale Nutzung aller verfügbarer Informationen auch in Lagen mit spärlichen, und unvollständigen oder widersprüchlichen Informationen ausgerichtet. Daher wurden die Arbeiten zur vereinfachten Quelltermabschätzung bei eingeschränkter Informationslage in die Gesamtentwicklung der Methoden von AP 3 integriert.

Die Arbeiten gehen von den Empfehlungen der SSK zur Quelltermabschätzung aufgrund von anlagentechnischen, radiologischen und meteorologischen Informationen /SSK 14/ aus, aus denen zunächst ein Anforderungsprofil an die zu entwickelnde Methodik abgeleitet wurde. Die konkrete Methodik wurde mit dem Ziel eines breiteren Anwendungsspektrums generalisiert, so dass die entwickelten Verfahren sowohl für kerntechnische

Unfälle als auch für andere radiologische Notfälle genutzt werden können. Zu diesem Zweck wurden die Arbeiten eng mit den Entwicklungen im Arbeitspaket 4 vernetzt.

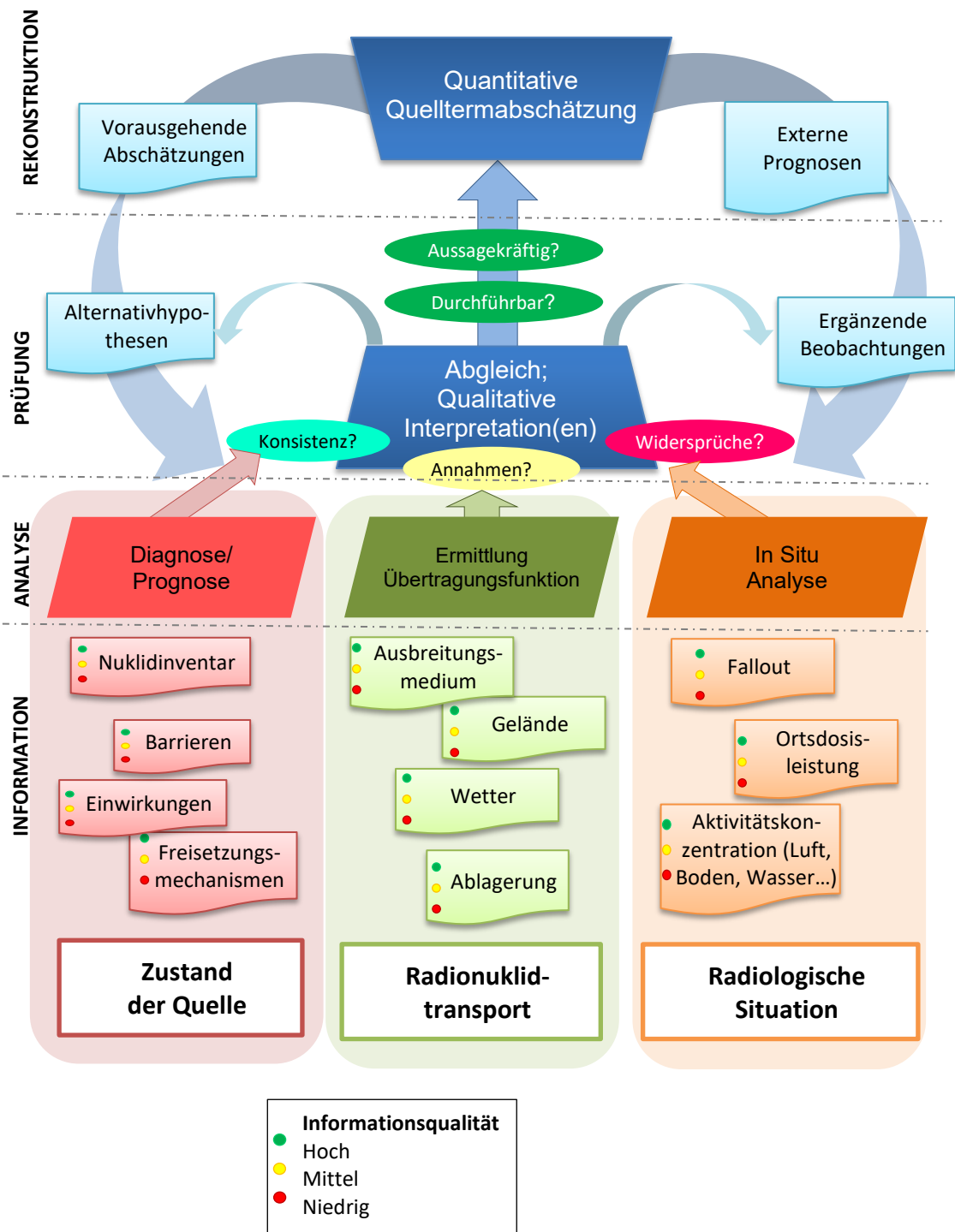


Abb. 4.1 Schematischer Ablauf zur Verknüpfung technischer und radiologischer Informationen für die Quelltermabschätzung

## **4.1 Konzeptioneller Ansatz**

Der hier gewählte Ansatz beruht im Kern auf einer Verknüpfung vorliegender radiologischer Informationen mit Erkenntnissen über den Zustand der potenziellen Emissionsquelle. Diese Verknüpfung umfasst notwendigerweise auch die Übertragungsmechanismen radioaktiver Stoffe von der Quelle zu den Orten festgestellter radioaktiver Auswirkungen. Die Zielsetzung besteht in der Entwicklung einer konzeptionellen Systematik zur Verknüpfung unterschiedlicher Informationen. Diese Systematik ist offen gestaltet für unterschiedliche Verfahren zur Berechnung und Modellierung der beteiligten Prozesse. Exemplarisch wird dieser Rahmen durch einfache Berechnungsverfahren ausgefüllt, die schnell, auf dezentralen EDV Architekturen und mit geringem Datenbedarf anwendbar sind. Je nach Bedarf und Verfügbarkeit können diese im Anwendungsfall durch externe komplexere Modelle ersetzt werden. Zur Einkopplung entsprechender Modellergebnisse werden die jeweiligen Schnittstellen spezifiziert. Das Konzept ist in Abb. 4.1 schematisch dargestellt.

## **4.2 Verfahrensschritte**

Das Verfahren gliedert sich in die folgenden vier Schritte:

1. Informationsrecherche- und Bewertung,
2. Analyse der Teilaspekte:
  - Radiologische Situation,
  - Radionuklidtransport und
  - Zustand der Quelle
3. Zusammenführung und Konsistenzprüfung sowie
4. Rekonstruktion

Diese Schritte werden im Folgenden genauer dargestellt.

### **4.2.1 Informationsrecherche und -bewertung**

Im ersten Schritt werden die vorliegenden Informationen zu den einzelnen Teilaspekten recherchiert und bewertet. Fehlende Informationen, die zur Durchführung des Verfahrens unabdingbar sind, werden durch entsprechende Annahmen ergänzt. Zur Ableitung dieser Annahmen wird eine systematische Wissensbasis genutzt, die als Teil des



Verfahrens gepflegt wird. Zu jeder getroffenen Annahme werden gegebenenfalls alternative Annahmen ähnlicher Plausibilität mitgeführt.

Im Ereignisfall ist davon auszugehen, dass zur Bewertung der Informationsqualität wenig Zeit zur Verfügung stehen und eine rigorose, objektive Prüfung aller Informationen nicht praktikabel sein wird. Die Erfahrung aus der Lageermittlung bei realen Ereignissen zeigt jedoch, dass wesentliche Herausforderungen bei der Erstellung und Fortschreibung eines Lagebildes sowohl darin bestehen, mit Informationslücken umzugehen, als auch widersprüchliche und ggf. mehrdeutige Informationen miteinander abzugleichen. Ein systematischer Ansatz zur Bewältigung dieser Herausforderungen kommt ohne eine fortlaufend nachgeführte Bewertung der Informationsqualität nicht aus. Als Lösungsansatz wird daher hier ein einfaches dreistufiges Schema vorgeschlagen, das eine durchgängige Bewertung aller primären und abgeleiteten Informationen in allen Bearbeitungsschritten ermöglicht. Die Bewertung beruht auf einer Einschätzung der Informationsgrundlage, der Informationsgenauigkeit und der Sicherheit der Information. Diese Einschätzung kann sowohl subjektiv basiert als auch objektiv untermauert werden. Das Schema ist in Tab. 4.1 zusammengefasst.

**Tab. 4.1** Schema zur Bewertung der Informationsqualität. Das Schema bezieht sich sowohl auf Primärinformationen als auch auf abgeleitete Aussagen.

Qualitätsstufe	Grundlage	Genauigkeit	Aussagesicherheit
Hoch	Belegtes Datum (Messwert, Beobachtung)	Ungenauigkeiten lassen keine wesentlichen quantitativen Unterschiede in den abgeleiteten Aussagen erwarten.	Mögliche Fehler oder Mehrdeutigkeiten beeinflussen die Qualität von Schlussfolgerungen nur unwesentlich
mittel	Ereignisspezifisch begründete Annahme	Ungenauigkeiten stellen die abgeleiteten Aussagen nicht qualitativ in Frage.	Ein Einfluss mögliche Fehler oder Mehrdeutigkeiten auf die Qualität von Schlussfolgerungen ist nicht auszuschließen.
niedrig	Unspezifisch begründete Annahme oder Expertenschätzung	Ungenauigkeiten bieten Spielraum für qualitativ unterschiedliche Schlussfolgerungen	Mögliche Fehler oder Mehrdeutigkeiten erfordern zusätzliche Informationen zur Untermauerung möglicher Schlussfolgerungen

Die Bewertung erfolgt in jeweils drei Stufen nach den in Tab. 4.1 angegebenen drei Bewertungsfeldern „Grundlagen der Information“, „Genauigkeit der Information“ und „Zuverlässigkeit der Information“. Der jeweils ungünstigste Wert aus einem der Felder bestimmt die Gesamtbewertung.

## Anwendungsbeispiel

Das Verfahren wird im Folgenden am Beispiel der Information „Nuklidzusammensetzung bei einem Kernkraftwerksunfall“ erläutert:

- *Grundlage der Information:*
  - Hoch: Die Nuklidzusammensetzung wurde gemessen.
  - Mittel: Die Nuklidzusammensetzung wurde aufgrund einer Analyse des konkreten anlagentechnischen Ablaufs abgeschätzt.
  - Niedrig: Die Nuklidzusammensetzung wurde ohne weitere Kenntnis des Unfallhergangs mit einem Verhältnis von Edelgasen zu Jod zu Schwefelstoffen von 100:10:1 abgeschätzt.
- *Genauigkeit der Information:*
  - Hoch: Die Genauigkeit ist ausreichend für eine quantitative Prognose der Strahlenexposition.
  - Mittel: Die Genauigkeit ist ausreichend, um auf einen bestimmten Unfallablauf zurückzuschließen.
  - Niedrig: Die Ungenauigkeiten sind so groß, dass mehrere unterschiedliche Unfallabläufe denkbar sind.
- *Aussagesicherheit der Information:*
  - Hoch: Die Information stammt von einem mit Messaufgaben betrauten Dienst mit definierter Orts- und Zeitangabe unter definierten Messbedingungen.
  - Mittel: Die Information stammt von einem unabhängigen Experten. Die Bedingungen für ihre Erhebung sind nicht vollständig definiert.
  - Niedrig: Die Information stammt von einem Massenmedium unter Berufung auf einen nicht näher genannten Experten.

Die Bewertung abgeleiteter Aussagen und zusammengeführter Informationen richtet sich zunächst nach der als qualitativ am niedrigsten bewerteten Information, die zur Ableitung der betreffenden Aussage erforderlich ist. Darüber hinaus kann, z. B. durch die wechselseitige Bestätigung niedrig bewerteter Informationen oder die Widerlegung alternativer Interpretationen durch unabhängige Informationen die Qualität einer abgeleiteten Aussage gegenüber ihrer Informationsbasis auch gesteigert werden. Zu diesem Zweck sind die im konkreten Fall getroffenen Schritte zur Ableitung einer Aussage möglichst genau einzuteilen und wie beschrieben zu bewerten.

#### 4.2.2 Analyse des Teilaspekts: Radiologische Situation (In Situ-Analyse)

Die Analyse der radiologischen Situation bezieht sich auf die Orte, an denen Informationen über radiologische Auswirkungen, insbesondere in Form von Messdaten vorliegen. Das nachfolgend vorgestellte Schema bietet eine systematische Methode zur Verknüpfung potenziell messbarer Parameter, die aus allen denkbaren Konstellationen von verfügbaren radiologischen Messgrößen stets einen einheitlichen Satz von radiologischen Parametern bereitstellt, der für die weitere Analyse herangezogen werden kann. Die Qualität dieses Parametersatzes variiert notwendig mit der Verfügbarkeit und Qualität von Messungen und den für die Berechnung der nicht gemessenen Parameter erforderlichen Annahmen. Zur Bewertung kann das Verfahren nach Abschnitt 4.2.1 herangezogen werden. Das Schema enthält die folgenden Elemente:

- *Zielparameter* sind radiologische Größen, für die potenziell Messdaten vorliegen und die für die weitere Analyse genutzt werden können.
- *Rechengrößen* sind radiologische Größen, für die i.d.R. keine Messdaten vorliegen und deren Berechnung für die Verknüpfung von Zielparametern erforderlich sein kann.
- *Hilfsmessgrößen* sind radiologische Größen, für die evtl. Messdaten vorliegen und die ggf. zur Berechnung nicht gemessener Zielparameter herangezogen werden können. Die Nutzung von Hilfsmessgrößen für die weitere Analyse ist nicht vorgesehen.
- *Berechnungsverfahren* verknüpfen Zielparameter, Rechengrößen und Hilfsgrößen, ggf. unter Verwendung weiterer geeignet zu spezifizierender Parameter oder Annahmen.

Die betrachteten Zielparameter, Hilfsmessgrößen und Rechengrößen sind in Tab. 4.2 zusammengefasst. Die im Rahmen des Schemas betrachteten Verknüpfungsmöglichkeiten sind Gegenstand von Tab. 4.3. Exemplarische Realisierungen der in Tab. 4.3 definierten Berechnungsverfahren sind in Tab. 4.4 dargestellt.

Die Kombinationsmöglichkeiten zwischen gemessenen Größen und zu berechnenden Zielparametern werden in Tab. 4.5 durchgespielt. Die Berechnungswege zur Erzeugung eines kohärenten Satzes von Zielparametern sind in der rechten Spalte exemplarisch dargestellt. Für die angegebenen Rechenwege wird stets die Berechnung oder Schätzung eines Nuklidvektors vorausgesetzt. Die Berechnungsmöglichkeiten für den Nuklidvektor sind in der gleichnamigen Spalte enthalten.

**Tab. 4.2** Betrachtete Parameter für die In-Situ-Analyse radiologischer Informationen

Parameter	Bezeichnung	Einheit SI (Bsp.)	Formelzeichen*	Nuklidspezifisch	Kategorie
Gamma-Ortsdosisleistung	ODL	Gy/s (μSv/h)	$\dot{H}$	nein	Zielparameter
Gamma-Wolkenstrahlung	BS	Gy/s (μSv/h)	$\dot{H}_w$	nein	Rechengröße
Gamma-Bodenstrahlung	WS	Gy/s (μSv/h)	$\dot{H}_b$	nein	Rechengröße
Spezifische Bodenaktivität	BODA	Bq/kg	$S_{b,r}$	ja	Zielparameter
Oberflächenkontamination	BOKO	Bq/m <sup>2</sup>	$A_{b,r}$	ja	Zielparameter
Luftkonzentration	LUKO	Bq/m <sup>3</sup>	$C_r$	ja	Zielparameter
Oberflächenkontamination, gesamt β	BOKOB	Bq/m <sup>2</sup>	$A_b^\beta$	nein	Hilfsmessgröße
Luftkonzentration, gesamt β	LUKOB	Bq/m <sup>3</sup>	$C_r^\beta$	nein	Hilfsmessgröße
Nuklidvektor	NV	[·] relativ zu Referenz-nuklid	$\delta_r$	ja	Zielparameter

\*<sub>r</sub>: Nuklidindex

**Tab. 4.3** Verknüpfungsmöglichkeiten zwischen den Parametern für die In-Situ-Analyse radiologischer Informationen

Eingangsgröße \ Ausgangsgröße	Gamma-Ortsdosisleistung	Gamma-Wolkenstrahlung	Gamma-Bodenstrahlung	Spez. Bodenaktivität	Oberflächenkontamination	Luftkonzentration	Oberflächenkontamination, gesamt β	Luftkonzentration, gesamt β	Nuklidvektor
Gamma-Ortsdosisleistung	-	B1	B1	-	-	-	-	-	-
Gamma-Wolkenstrahlung	B3a	-	B3a	-	-	B2a	-	-	B2a
Gamma-Bodenstrahlung	B3b	B3b	-	-	B4a, ΔB4a	-	-	-	B4a, ΔB4a
Spez. Bodenaktivität	-	-	-	-	B5a	-	-	-	B5a
Oberflächenkontamination	-	-	B4b;	B5b	-	B6a	B7	-	B4b, B5, B6a, B7
Luftkonzentration	-	B2b	-	-	B6b	-	-	B8	B2b, B6b, B8
Nuklidvektor	-	-	-	B9a	B9b	B9c	-	-	B10

**Tab. 4.4** Berechnungsverfahren zur Verknüpfung zwischen den Parametern für die In-Situ-Analyse radiologischer Informationen

Nr.	Berechnungsaufgabe	Beispielformel	Weitere Berechnungsgrößen
B1	BS, WS → ODL	$\dot{H} = \dot{H}_b + \dot{H}_w$	-
B2a	LUKO → WS	$\dot{H}_w = \sum_r C_r g_{c,r} = C_0 \sum_r \delta_r g_{c,r}$	$g_{c,r}$ : vereinfachte Dosiskoeffizienten für Wolkenstrahlung nach /SSK 04/ [(Sv/s)/(Bq/m <sup>3</sup> )] $C_0$ : Konzentration Referenznuclid
B2b	WS → LUKO	Nuclid i: $C_i = \frac{\delta_i \dot{H}_w}{\sum_r \delta_r g_{c,r}}$	s.o., Nuclidzusammensetzung bezogen auf Luftkonzentration
B3a	ODL, BS → WS	$\dot{H}_w = \dot{H} - \dot{H}_b$	-
B3b	ODL, WS → BS	$\dot{H}_b = \dot{H} - \dot{H}_w$	-
B4a	BOKO → BS	$\dot{H}_b = \sum_r A_{b,r} g_{b,r} = A_{b,0} \sum_r \delta_r g_{b,r}$	$g_{b,r}$ : Dosiskoeffizienten Bodenstrahlung [(Sv/s)/(Bq/m <sup>2</sup> )] $A_{b,0}$ : Bodenkontamination Referenznuclid, Nuclidzusammensetzung bezogen auf Oberflächenkontamination
ΔB4a	BS(t <sub>0</sub> ) → BS(t <sub>1</sub> )	$\dot{H}_b(t_1) = \dot{H}_b(t_0) \frac{\sum_r \delta_r(t_0) g_{b,r} \exp(-\lambda_r \Delta t)}{\sum_r \delta_r(t_0) g_{b,r}}$	$\lambda_r$ : Zerfallskonstante [s <sup>-1</sup> ] $\Delta t = t_1 - t_0$ : Zeitdifferenz [s]
B4b	BS → BOKO	Nuclid i: $A_{b,i} = \frac{\delta_i \dot{H}_b}{\sum_r \delta_r g_{b,r}}$	s.o.
B5a	BODA → BOKO	$A_{b,r} = S_{b,r} \rho_b d_b$	$\rho_b$ : Dichte der Bodenschicht [kg m <sup>-3</sup> ]
B5b	BOKO → BODA	$S_{b,r} = A_{b,r} / \rho_b d_b$	$d_b$ : gemessene Dicke der Bodenschicht [m]
B6a	LUKO → BOKO	$\Delta A_{b,r} = C_r v_{d,r} \Delta t$	$\Delta A_{b,r}$ : Zunahme von $A_{b,r}$ Im Zeitintervall $\Delta t$ [s]
B6b	BOKO → LUKO	$C_r = \frac{\Delta A_{b,r}}{v_{d,r} \Delta t}$	$v_{d,r}$ : Depositionsgeschwindigkeit* [m s <sup>-1</sup> ]
B7	BOKOB → BOKO	Nuclid i: $A_{b,i} = \frac{\delta_i A_b^B}{\sum_r \delta_r (\sigma_{\beta,r} / \sigma_{\gamma,r})}$	$\sigma_{\beta,r}$ ; $\sigma_{\gamma,r}$ : Anteil der β- und γ-Zerfälle an Gesamtaktivität [-].
B8	LUKOB → LUKO	Nuclid i: $C_i = \frac{\delta_i C^B}{\sum_r \delta_r (\sigma_{\beta,r} / \sigma_{\gamma,r})}$	
B9a	BODA → NV	$\delta_r = S_{b,r} / S_{b,0}$	$r = 0$ : Referenznuclid
B9b	BOKO → NV	$\delta_r = A_{b,r} / A_{b,0}$	
B9c	LUKO → NV	$\delta_r = C_r / C_0$	
B10	Externe Schätzung NV	Für den konkreten Fall festzulegen; z. B. aus analysiertem anlagentechnischem Unfallablauf oder aus räumlich und zeitlich unterschiedlichen Messungen mit entspr. Korrekturverfahren.	

\*Im Rahmen des hier gewählten Ansatzes werden sowohl die trockene als auch die nasse Deposition mittels einer jeweils geeignet zu parametrisierenden nuclidspezifischen Depositionsgeschwindigkeit quantifiziert.

**Tab. 4.5** Kombinationen möglicher Fälle von verfügbaren Messungen mit erforderlichen Berechnungen zur Bereitstellung eines vollständigen Satzes von Zielparametern

Schlüssel	Gamma-Ortsdosisleistung	Gamma-Wolkenstrahlung	Gamma-Bodenstrahlung	Spez. Bodenaktivität	Oberflächenkontamination	Luftkonzentration	Oberflächenkontamination, gesamt $\beta$	Luftkonzentration, gesamt $\beta$	Nuklidvektor	Rechenwege (exemplarisch, Nuklidvektor-Berechnung aus Vereinfachungsgründen nicht dargestellt)
<b>A.) Messwerte für vier Zielparameter verfügbar</b>										
1111-nn		B2a ∨ B3a	B4a ∨ B3b				-	-	B9a ∨ B9b ∨ B9c	B2a => B3b; B4a => B3a
<b>B.) Messwerte für drei Zielparameter verfügbar</b>										
1110-n1		B2a ∨ B3a	B4a ∨ B3b			B2b ∨ B6b ∨ B8	-		B9a ∨ B9b	B4a => B3a => B2b; (B6b ∨ B8) => B2a => B3b
1110-n0		B2a ∨ B3a	B4a ∨ B3b			B2b ∨ B6b	-		B9a ∨ B9b	B4a => B3a => B2b; B6b => B2a => B3b
1101-1n		B2a ∨ B3a	B4a ∨ B3b		B4b ∨ B5b ∨ B6a ∨ B7			-	B9a ∨ B9c	B2a => B3b => B4b; (B5b ∨ B6a ∨ B7) => B4a => B3a
1101-0n		B2a ∨ B3a	B4a ∨ B3b		B4b ∨ B5b ∨ B6a			-	B9a ∨ B9c	B2a => B3b => B4b; B5b => B4a => B3a; B6a => B4a => B3a;
1011-nn		B2a ∨ B3a	B4a ∨ B3b	B5a			-	-	B9b ∨ B9c	B2a => B3b; B4a => B3a; B5a
0111-nn	B1	B2a	B4a				-	-	B9a ∨ B9b ∨ B9c	(B2a ∧ B4a) => B1
<b>C.) Messwerte für zwei Zielparameter verfügbar</b>										
1100-11		B2a ∨ B3a	B4a ∨ B3b		B5b ∨ B6a ∨ B7	B2b ∨ B6b ∨ B8			B9a	(B5b ∨ B7) => B6b => B2a => B3b ; (B5b ∨ B7) => B4a => B3a => B2b; B8 => B2a => B3b => B4a; B8 => B6a => B4a => B3a; B8 => (B6a ∧ B2a) => B3b
1100-10		B2a ∨ B3a	B4a ∨ B3b		B5b ∨ B7	B2b ∨ B6b			B9a	(B5b ∨ B7) => B6b => B2a => B3b; (B5b ∨ B7) => B4a => B3a => B2b

Schlüssel	Gamma-Ortsdosisleistung	Gamma-Wolkenstrahlung	Gamma-Bodenstrahlung	Spez. Bodenaktivität	Oberflächenkontamination	Luftkonzentration	Oberflächenkontamination, gesamt $\beta$	Luftkonzentration, gesamt $\beta$	Nuklidvektor	Rechenwege (exemplarisch, Nuklidvektor-Berechnung aus Vereinfachungsgründen nicht dargestellt)
1100-01		B2a $\vee$ B3a	B4a $\vee$ B3b		B5b	B2b $\vee$ B6b $\vee$ B8			B9a	B5b $\Rightarrow$ B6b $\Rightarrow$ B2a $\Rightarrow$ B3b; B5b $\Rightarrow$ B4a $\Rightarrow$ B3a $\Rightarrow$ B2b; B8 $\Rightarrow$ B2a $\Rightarrow$ B3b $\Rightarrow$ B4b; B8 $\Rightarrow$ B6a $\Rightarrow$ B4a $\Rightarrow$ B3a; B8 $\Rightarrow$ (B6a $\wedge$ B2a) $\Rightarrow$ B3b
1100-00		B2a $\vee$ B3a	B4a $\vee$ B3b		B5b	B2b $\vee$ B6b			B9a	B5b $\Rightarrow$ B6b $\Rightarrow$ B2a $\Rightarrow$ B3b; B5b $\Rightarrow$ B4a $\Rightarrow$ B3a $\Rightarrow$ B2b
1010-n1		B2a $\vee$ B3a	B4a $\vee$ B3b	B5a		B2b $\vee$ B6b $\vee$ B8	-		B9b	B5a; [(B6b $\vee$ B8) $\wedge$ B4a] $\Rightarrow$ B3a; (B6b $\vee$ B8) $\Rightarrow$ B2a $\Rightarrow$ B3b; B4a $\Rightarrow$ B3a $\Rightarrow$ B2b
1010-n0		B2a $\vee$ B3a	B4a $\vee$ B3b	B5a		B2b $\vee$ B6b	-		B9b	B5a; (B6b $\wedge$ B4a) $\Rightarrow$ B3a; B6b $\Rightarrow$ B2a $\Rightarrow$ B3b; B4a $\Rightarrow$ B3a $\Rightarrow$ B2b
0110-n1	B1	B2a	B4a			B6b $\vee$ B8	-		B9a $\vee$ B9b	[(B6b $\vee$ B8) $\Rightarrow$ B2a] $\wedge$ B4a $\Rightarrow$ B1
0110-n0	B1	B2a	B4a			B6b	-		B9a $\vee$ B9b	[(B6b $\Rightarrow$ B2a) $\wedge$ B4a] $\Rightarrow$ B1
1001-1n		B2a $\vee$ B3a	B4a $\vee$ B3b	B5a	B4b $\vee$ B6a $\vee$ B7			-	B9c	(B6a $\vee$ B7) $\Rightarrow$ (B5a $\wedge$ B4a) $\Rightarrow$ B3a; (B6a $\vee$ B7) $\Rightarrow$ B5a; B2a $\Rightarrow$ B3b; B2a $\Rightarrow$ B3b $\Rightarrow$ B4b
1001-0n		B2a $\vee$ B3a	B4a $\vee$ B3b	B5a	B4b $\vee$ B6a			-	B9c	B6a $\Rightarrow$ (B5a $\wedge$ B4a) $\Rightarrow$ B3a; B6a $\Rightarrow$ B5a; B2a $\Rightarrow$ B3b B2a $\Rightarrow$ B3b $\Rightarrow$ B4b
0101-1n	B1	B2a	B4a		B5b $\vee$ B6a $\vee$ B7			-	B9a $\vee$ B9c	[(B5b $\vee$ B6a $\vee$ B7) $\Rightarrow$ B4a $\wedge$ B2a] $\Rightarrow$ B1
0101-0n	B1	B2a	B4a		B5b $\vee$ B6a			-	B9a $\vee$ B9c	[(B5b $\vee$ B6a) $\Rightarrow$ B4a $\wedge$ B2a] $\Rightarrow$ B1
0011-nn	B1	B2a	B4a	B5a			-	-	B9b $\vee$ B9c	(B2a $\wedge$ B4a) $\Rightarrow$ B1; B5a

Schlüssel	Gamma-Ortsdosisleistung	Gamma-Wolkenstrahlung	Gamma-Bodenstrahlung	Spez. Bodenaktivität	Oberflächenkontamination	Luftkonzentration	Oberflächenkontamination, gesamt $\beta$	Luftkonzentration, gesamt $\beta$	Nuklidvektor	Rechenwege (exemplarisch, Nuklidvektor-Berechnung aus Vereinfachungsgründen nicht dargestellt)
<b>D.) Messwerte für einen Zielparameter verfügbar</b>										
1000-11		B2a $\vee$ B3a	B4a	B5a	B4b $\vee$ B6a $\vee$ B7	B2b $\vee$ B6b $\vee$ B8			B10	B7 => B4a => B3a => B2b; B7=>B5a; B7 => B6b =>B2a => B3a B8 => B2a => B3b => B4b => B5a; B8 => B2a => B6a => (B4a => B3a) $\wedge$ B5a
1000-10		B3a	B4a	B5a	B4b $\vee$ B6a $\vee$ B7	B2b $\vee$ B6b			B10	B7 => B4a => (B3a => B2b) ; B7 => (B6b => B2a => B3a); B7 => B5a
1000-01		B2a $\vee$ B3a	B3b	B5a	B4b $\vee$ B6a	B2b $\vee$ B6b $\vee$ B8			B10	B8 => B2a => B3b =>B4b => B5a; B8 => B2a => B6a => (B4a => B3a) $\wedge$ B5a
1000-00		B3a	$\Delta$ B4a	B5a	B6a	B2b			B10	$\Delta$ B4a => B3a => B2b => B6a => B5a
0100-11	B1	B2a	B4a		B5b $\vee$ B7	B8			B9a	(B5b $\vee$ B7) => B4a $\wedge$ (B6b => B2a) => B1 B8 => B2a $\wedge$ (B6a => B4a) => B1
0100-10	B1	B2a	B4a		B5b $\vee$ B7	B6b			B9a	(B5b $\vee$ B7) => B4a $\wedge$ (B6b => B2a) => B1
0100-01	B1	B2a	B4a		B5b	B8			B9a	B5b => B4a $\wedge$ (B6b => B2a) => B1 B8 => B2a $\wedge$ (B6a => B4a) => B1
0100-00	B1	B2a	B4a		B5b	B6b			B9a	B5b => B4a $\wedge$ (B6b => B2a) => B1



Schlüssel	Gamma-Ortsdosisleistung	Gamma-Wolkenstrahlung	Gamma-Bodenstrahlung	Spez. Bodenaktivität	Oberflächenkontamination	Luftkonzentration	Oberflächenkontamination, gesamt $\beta$	Luftkonzentration, gesamt $\beta$	Nuklidvektor	Rechenwege (exemplarisch, Nuklidvektor-Berechnung aus Vereinfachungsgründen nicht dargestellt)
0010-n1	B1	B2a	B4a	B5a		B6b $\vee$ B8	-		B9b	$(B6b \vee B8 \Rightarrow B2a) \wedge B4a \Rightarrow B1; B5a$
0010-n0	B1	B2a	B4a	B5a		B6b	-		B9b	$(B6b \Rightarrow B2a) \wedge B4a \Rightarrow B1; B5a$
0001-1n	B1	B2a	B4a	B5a	B6a $\vee$ B7			-	B9c	$(B6a \vee B7 \Rightarrow B4a) \wedge B2a \Rightarrow B1; B6a \Rightarrow B5a$
0001-0n	B1	B2a	B4a	B5a	B7a			-	B9c	$(B6a \Rightarrow B4a) \wedge B2a \Rightarrow B1; B5a$
<b>E.) Messwerte nur für Hilfsmessgrößen verfügbar</b>										
0000-11	B1	B2a	B4a	B5a	B7	B8			B10	$(B7 \Rightarrow B4a) \wedge (B8 \Rightarrow B2a) \Rightarrow B1; B7 \Rightarrow B5a$
0000-10	B1	B2a	B4a	B5a	B7	B6b			B10	$B7 \Rightarrow (B4a \wedge B6b \Rightarrow B2a) \Rightarrow B1; B7 \Rightarrow B5a$
0000-01	B1	B2a	B4a	B5a	B6a	B8			B10	$B8 \Rightarrow (B2a \wedge B6a \Rightarrow B4a) \Rightarrow B1; B8 \Rightarrow B6a \Rightarrow B5a$
<b>Legende:</b>										
<div style="display: flex; flex-direction: column; gap: 5px;"> <div><span style="display: inline-block; width: 15px; height: 10px; background-color: #90EE90; border: 1px solid black;"></span> : Gemessener Zielparameter;</div> <div><span style="display: inline-block; width: 15px; height: 10px; background-color: #D2B48C; border: 1px solid black;"></span> / <span style="display: inline-block; width: 15px; height: 10px; background-color: #F08080; border: 1px solid black;"></span> : verfügbare/unverfügbare Hilfsmessgröße;</div> <div>Berechnung aus Messungen;</div> <div>Berechnung aus berechneten Größen,</div> <div>Berechnung aus Hilfsgrößen</div> </div>										

### 4.2.3 Analyse des Teilaspekts: Radionuklidtransport

Die Analyse des Teilaspekts „Radionuklidtransport“ stellt eine Beziehung zwischen den Ergebnissen der In situ-Analyse an einem Beobachtungspunkt und der Emission von Radionukliden an einem Freisetzungsort her. Allgemein kann diese Beziehung durch eine Übertragungsfunktion zwischen der Stärke einer Quelle und dem Signal, das hierdurch an einem Messort erzeugt wird, dargestellt werden. Die Beziehung zwischen einer Messgröße  $h$ , die ein Messinstrument an einem Beobachtungsort zum Zeitpunkt  $t_k$  misst, und der Quellstärke  $q$  von Freisetzungen, die an zurückliegenden Zeitpunkten  $t_j \leq t_k$ , am Freisetzungsort erfolgt sind, lässt sich in diskreter Form wie folgt formulieren:

$$h(t_k) = \sum_{j=0}^k \chi(t_k, t_j) q(t_j) \quad (4.1)$$

Der Funktion  $\chi(t_k, t_j)$  kommt die Bedeutung einer Übertragungsfunktion vor, die zwischen Messgröße und Quellstärke vermittelt. Als Messgröße kommen grundsätzlich alle vier Zielparameter nach Abschnitt 4.2.2 in Betracht. In Anlehnung an /GRS 18/ wird im Folgenden die Ortsdosisleistung (ODL) als Messgröße gewählt.

Liegt am Beobachtungsort eine Messreihe der ODL in [Sv/s] vor, aus der sich für ein fest gewähltes Nuklid, dessen Halbwertszeit groß gegen den Freisetzungszeitraum ist, der nuklidbezogene Anteil  $h_c(t_k) =: h_{c,k}$  an der Wolkenstrahlung an  $k = 1, \dots, N$  Zeitpunkten rekonstruieren lässt, so ist Gleichung (4.1) wie folgt interpretierbar:

$$h_{c,k} = \sum_{j=1}^k \chi_{k,j} \cdot g_\gamma \frac{Q_j}{\Delta t}; \quad k = 1, \dots, N \quad (4.2)$$

Dabei bedeuten  $Q_j$  die Freisetzungsmenge des gewählten Nuklids in [Bq] im Zeitintervall  $[t_{j-1}; t_j]$  und  $\chi_{k,j}$  den nuklidbezogenen Gammasubmersionsfaktor in  $[s/m^2]$  für eine Nuklidwolke, deren Strahlung im Zeitintervall  $[t_{k-1}; t_k]$  gemessen wird und die im Zeitintervall  $[t_{j-1}; t_j]$  freigesetzt wurde, wobei  $\Delta t$  die Länge des Zeitintervalls in [s] bedeutet.  $g_\gamma$  bezeichnet den nuklidbezogenen Dosisleistungskoeffizienten bzgl. der effektiven Dosis für Gammasubmersion in  $[(Sv/s)/(Bq/m^2)]$  nach /BFS 01/.

Das Gleichungssystem lässt sich mit der abkürzenden Schreibweise  $q_j := g_\gamma \frac{Q_j}{\Delta t}$  wie folgt in Matrixform ausdrücken:

$$\underline{h}_c = \mathbf{X} \cdot \underline{q} \quad (4.3)$$

Dabei bilden  $h_k; k = 1, \dots, N$  und  $q_j; j = 1, \dots, N$  die Einträge der Vektoren  $\underline{h}$  und  $\underline{q}$ .  $\mathbf{X}$  ist eine  $N \times N$ -Matrix in unterer Dreiecksform, die sich aus den Einträgen  $\chi_{k,j}$  (mit  $\chi_{k,j} = 0$ , falls  $j > k$ ) zusammensetzt und im Folgenden als Einflussmatrix bezeichnet wird.

Wegen seiner unteren Dreiecksform ist das Gleichungssystem (4.3) mathematisch eindeutig lösbar. Die mathematisch exakte Lösung ist allerdings aufgrund von Mess- und Modellfehlern, Datenlücken und sonstigen Beschränkungen in der Genauigkeit der Bestimmung von  $\mathbf{X}$  und  $\underline{h}$  i. d. R. physikalisch nicht sinnvoll, da negative Einträge in  $\underline{q}$  („negative Freisetzungen“) und physikalisch sinnlose Schwingungslösungen auftreten können. Deswegen wird das System mit der Nebenbedingung  $q_j \geq 0$  für alle Zeitpunkte  $t_j$  als Minimierungsproblem nach der Methode der kleinsten Fehlerquadrate formuliert:

$$\left| \underline{h}_c - \mathbf{X} \cdot \underline{q} \right|^2 = \min; \quad q_j \geq 0 \text{ für } j = 1, \dots, N \quad (4.4)$$

Dieses Minimierungsproblem kann unter Verwendung des „Non-Negative Least Square Fit“-Algorithmus‘ (NNLS-Algorithmus, /LAW 95/) gelöst werden.

#### 4.2.3.1 Vereinfachtes Verfahren zur Bestimmung der Einflussmatrizen

Die Berechnung der Einflussmatrizen  $\mathbf{X}$  ist grundsätzlich mit jedem atmosphärischen Ausbreitungsmodell, das zur Berechnung von Gammasubmersionskoeffizienten geeignet ist, möglich. In /GRS 18/ ist ein Verfahren zur Berechnung der Einflussmatrizen beschrieben, das auf einer Vielzahl von Einzelsimulationen mit einem Lagrange-Partikelmodell beruht. Das Ausbreitungsmodell wird durch ein massenkonsistentes Windfeldmodell angetrieben, das geländebedingte Modifikationen des bodennahen Windfeldes berücksichtigt. Entsprechend der in /GRS 18/ gewählten zeitlichen Auflösung der Einflussmatrix wird alle zehn Minuten ein neuer Rechenlauf gestartet. Dieses Verfahren ist für eine Anwendung im Ereignisfall sehr zeit- und ressourcenintensiv. Daher

wurde im Rahmen des Vorhabens eine vereinfachte Methodik zur Berechnung der Einflussmatrizen entwickelt, die sowohl mit beschränktem Zeitaufwand als auch dezentral auf handelsüblichen Personal Computern oder Notebooks eingesetzt werden kann.

### **Vorbereitung und Aufbereitung von Feldern der Gammasubmersion**

Das Verfahren beruht auf der Interpolation vorberechneter Felder der Gammasubmersion für Cs-137. Die Berechnung der Einflussmatrizen beruht auf einer fest gewählten zeitlichen Auflösung von zehn Minuten. Die Vorbereitung erfolgt für horizontal homogene, stationäre Windfelder entsprechend einer geeignet zu treffenden Klassifizierung nach Windgeschwindigkeit, Stabilität und geometrischer Höhe der Quelle. Für die Test- und Demonstrationszwecke im Rahmen des Vorhabens werden fünf Klassen der Windgeschwindigkeit (1 m/s, 3 m/s, 5 m/s, 8 m/s und 13 m/s in 10 m Anemometerhöhe), eine neutrale Schichtung (Stabilitätsklasse „D“) sowie eine Freisetzungshöhe von 50 m betrachtet. Die Simulationen erfolgen mit dem Lagrange-Ausbreitungsmodell ARTM (Atmosphärisches Radionuklid-Transportmodell, /RIC 15/) auf einem Gitter mit 200 m Maschenweite und einer Ausdehnung von 270 Gitterpunkten in Ausbreitungsrichtung sowie 50 Gitterpunkten quer zur Ausbreitungsrichtung. Mit dem Modell wird für jede der o. g. Windgeschwindigkeitsklassen jeweils die Ausbreitung einer innerhalb von zehn Minuten erfolgenden Emission von 1 Bq Cs-137 simuliert. Die Ausbreitung der emittierten Wolke erfolgt exakt nach Norden. Sie wird anhand von Verteilungen der Gammasubmersion im zehnminütigen Abstand festgehalten.

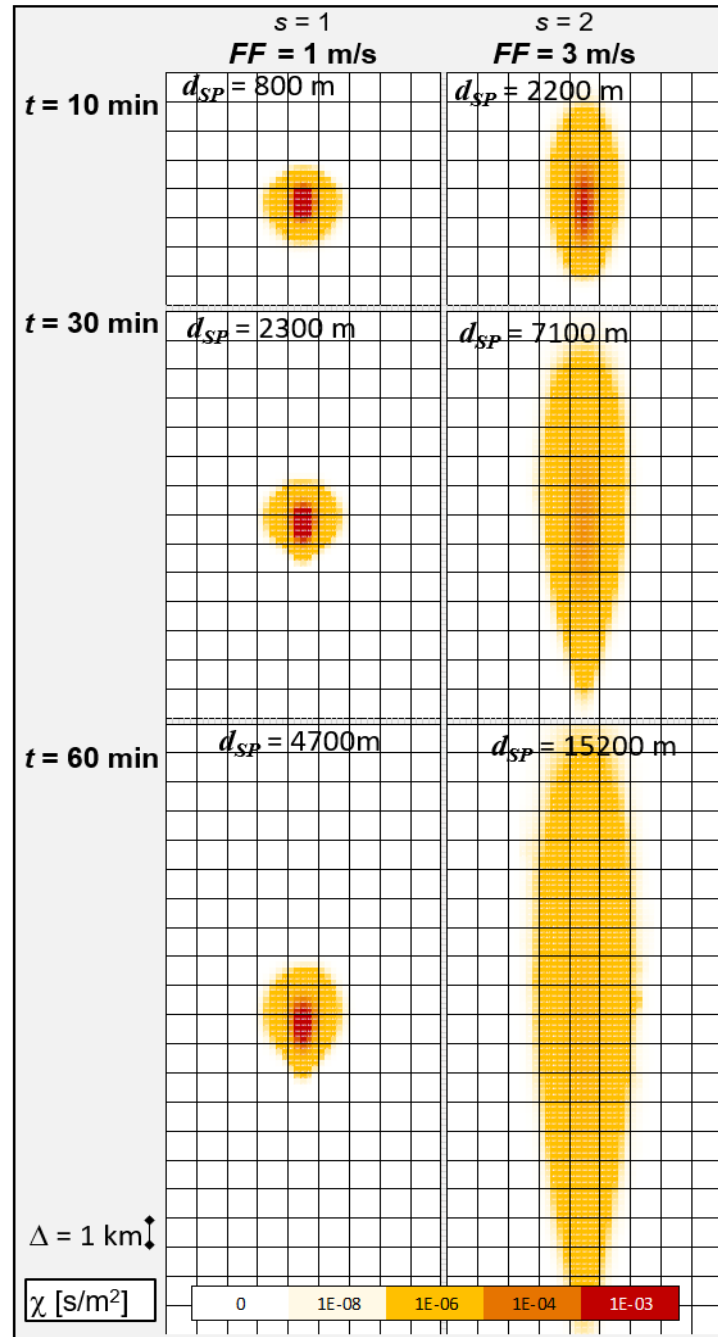
Das Verfahren bedient sich kartesischer Koordinaten mit dem Ursprung im Emissionspunkt und der Orientierung der Ordinate in Ausbreitungsrichtung. Zur weiteren Verwendung werden die Ergebnisse der ARTM-Rechnungen wie folgt aufbereitet:

1. Für jede im zehnminütigen Abstand berechnete Verteilung der Gammasubmersion wird der virtuelle Schwerpunkt  $(x_{SP}, y_{SP}) (t_k)$  nach folgender Formel berechnet:

$$x_{SP}(t_k) = \frac{\sum_{i,j} \chi_{i,j}(t_k) x_i}{\sum_{i,j} \chi_{i,j}(t_k)}; y_{SP}(t_k) = \frac{\sum_{i,j} \chi_{i,j}(t_k) y_j}{\sum_{i,j} \chi_{i,j}(t_k)} \quad (4.5)$$

Dabei bedeuten  $i$  und  $j$  die Gitterindizes in  $x$ - und  $y$ -Richtung;  $k$  gibt den Index des jeweiligen Zehnminutenintervalls nach Freisetzungsbeginn wieder.

2. Jede der im zehnminütigen Abstand berechneten Verteilungen der Gammasubmersion wird in ihr virtuelles Schwerpunktsystem mit Ursprung im schwerpunkttransformiert.



**Abb. 4.2** Ergebnis der Schwerpunktberechnung und Transformation der Gammasubmersionverteilungen ins Schwerpunktsystem am Beispiel der Windgeschwindigkeitsklassen 1 m/s ( $s = 1$ ) und 3 m/s ( $s = 2$ ) sowie verschiedene Zeitintervalle nach Freisetzungsbeginn.  $D_{sp}$  bezeichnet den Abstand der errechneten Schwerpunkte vom Emissionsort.

Das Berechnungsergebnis ist exemplarisch für die Windgeschwindigkeitsklassen 1 m/s und 3 m/s sowie die Zeitintervalle 10 Minuten, 30 Minuten und 60 Minuten nach Freisetzungsbeginn in Abb. 4.2 illustriert. Für die weitere Berechnung werden die Schwerpunktabstände und die ins Schwerpunktsystem transformierten Verteilungen der Gammasubmersion (im Folgenden vereinfachend als „Wolken“ bezeichnet) vorgehalten.

### **Ermittlung der Einflussmatrizen im Anwendungsfall**

Zur Berechnung wird in der Nähe des Emissionspunktes eine Zeitreihe der Windgeschwindigkeit und Windrichtung in 10 m Höhe benötigt. Das Verfahren beruht auf einer Abschätzung der Bewegung der jeweils im zehnminütigen Abstand ermittelten Verteilungen der Gammasubmersion, die vom zeitlich veränderlichen Windantrieb gesteuert wird. Dabei werden zeitliche Änderungen der Windgeschwindigkeit und Windrichtung berücksichtigt. Gegenüber der in /GRS 18/ angewandten Methode unterliegt das hier beschriebene Verfahren den folgenden Vereinfachungen:

- Das Windfeld wird zu jedem Zeitpunkt als räumlich homogen angenommen.
- Insbesondere wird der Geländeeinfluss auf die bodennahe Strömung vernachlässigt.
- Außerdem berücksichtigt das Verfahren keine Deformationen der Radionuklidwolken, die aus der räumlichen und zeitlichen Veränderlichkeit des Windfeldes resultieren würden.

Das Verfahren bedient sich kartesischer Koordinaten mit Ursprung im Emissionspunkt und der Orientierung der Abszisse in östlicher sowie der Ordinate in nördlicher Richtung. In diesem Koordinatensystem wird auch die Lage der Messpunkte dargestellt. Mit einem Zeitschritt von 10 Minuten werden die folgenden Operationen ausgeführt:

1. *Abschätzung der Wolkenzugbahnen:* Als „Wolkenzugbahn“ wird im Folgenden die Bahn der virtuellen Schwerpunkte der Gammasubmersionsverteilungen bezeichnet. Als Eingangsgröße werden der gemessene Windvektor  $(u_{10}, v_{10})$  und die Windgeschwindigkeit  $FF_{10} = \sqrt{u_{10}^2 + v_{10}^2}$  benötigt.  $FF_{10}(t_k)$  liege betraglich zwischen den beiden Windgeschwindigkeitsklassen  $FF_s$  und  $FF_{s+1}$ . Dann berechnet sich die Länge des Teilstückes der Wolkenzugbahn  $\Delta SP$  durch lineare Interpolation wie folgt:

$$\Delta SP = [d_{SP}^{s+1}(t_k) - d_{SP}^{s+1}(t_{k-1})]a + [d_{SP}^s(t_k) - d_{SP}^s(t_{k-1})] (1 - a);$$

$$a = \frac{FF_{10}(t_k) - FF_s}{FF_{s+1} - FF_s} \quad (4.6)$$

Dabei bedeutet  $d_{SP}^s(t_k)$  den vorberechneten Abstand des Wolkenschwerpunktes in der Geschwindigkeitsklasse  $s$  zum Zeitpunkt  $t_k$ . Die Wolkenzugbahn  $(X_{SP}, Y_{SP})$  errechnet sich daraus wie folgt:

$$X_{SP}(t_k) = X_{SP}(t_{k-1}) + \Delta SP \frac{u_{10}(t_k)}{FF_{10}(t_k)};$$

$$Y_{SP}(t_k) = Y_{SP}(t_{k-1}) + \Delta SP \frac{v_{10}(t_k)}{FF_{10}(t_k)} \quad (4.7)$$

## 2. Projektion der Gammasubmersionsverteilungen auf die Wolkenzugbahnen:

Diese Projektion erfolgt durch Interpolation der vorberechneten Schwerpunktverteilungen der Gammasubmersion  $\chi_{SP}^s(t_k, t_0)$  zwischen den betreffenden Geschwindigkeitsklassen  $s$  und  $s+1$  sowie durch Koordinatentransformation aus dem Schwerpunktsystem ins ortsfeste Bezugssystem:

$$\chi_{SP}(t_k, t_0) = \chi_{SP}^{s+1}(t_k, t_0)a + \chi_{SP}^s(t_k, t_0) (1 - a); a = \frac{FF_{10}(t_k) - FF_s}{FF_{s+1} - FF_s} \quad (4.8)$$

$$\chi(x, y, t_k, t_0) = \chi_{SP}(x_{SP}, y_{SP}, t_k, t_0);$$

$$x_{SP} = (x - X_{SP}) \frac{v_{10}}{FF_{10}} - (y - Y_{SP}) \frac{u_{10}}{FF_{10}};$$

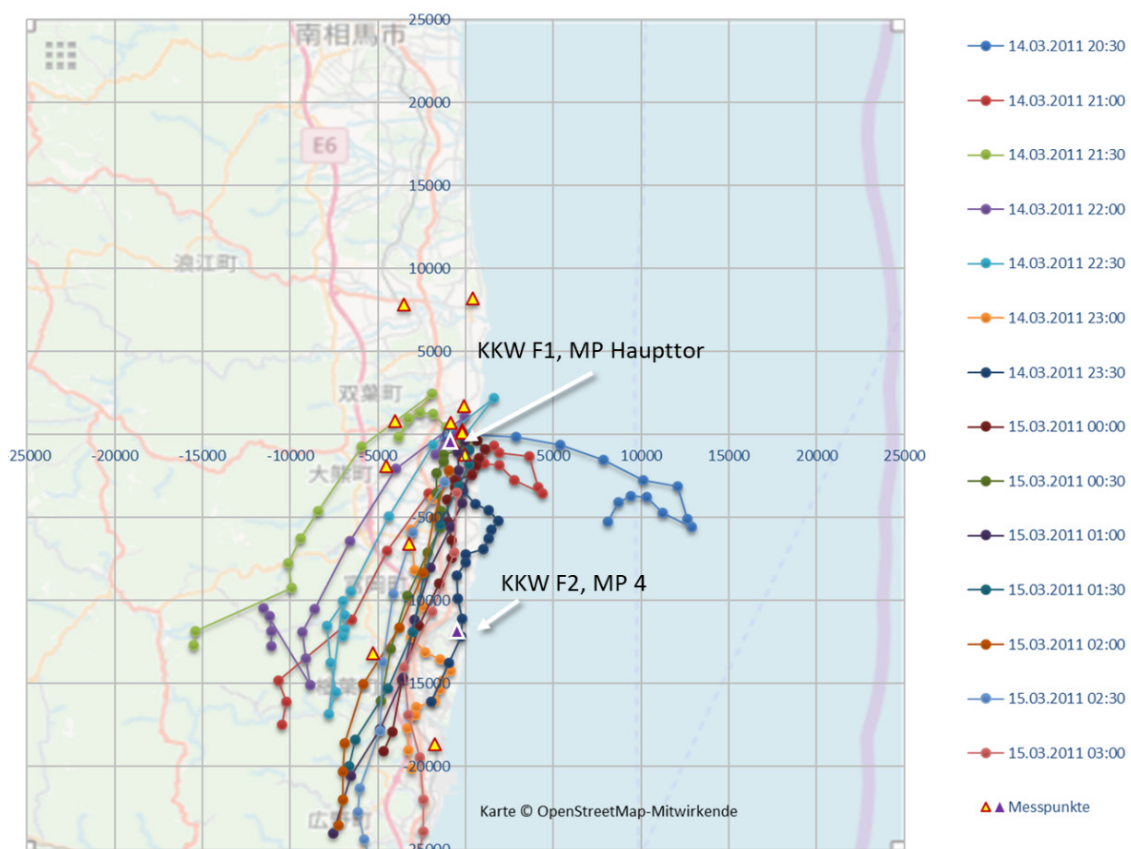
$$y_{SP} = (x - X_{SP}) \frac{u_{10}}{FF_{10}} + (y - Y_{SP}) \frac{v_{10}}{FF_{10}} \quad (4.9)$$

Dabei bezeichnet  $t_0$  den Freisetzungszeitpunkt. Die Eingangsgrößen für die Koordinatentransformation in (4.9) beziehen sich auf den Beobachtungszeitpunkt  $t_k$ .

Aus (4.9) lassen sich an den Koordinaten der Messorte direkt die Einflussmatrizen berechnen. Dabei wird zusätzlich zu den angegebenen Berechnungsschritten noch durch bilineare Interpolation vom diskreten Gitter, auf dem  $\chi_{SP}$  vorliegt, räumlich auf den Punkt  $(x_{SP}, y_{SP})$  interpoliert.

#### 4.2.3.2 Test und Veranschaulichung des vereinfachten Verfahrens

Aufgrund der im vorigen Abschnitt erläuterten Vereinfachungen ist das vereinfachte Verfahren für Gebiete mit einem untergeordneten Einfluss des Geländes auf die Ausbreitung sowie für die nähere Umgebung eines Freisetzungsortes konzipiert. Im Folgenden wird exemplarisch untersucht, inwiefern das vereinfachte Verfahren in der Lage ist, die Ergebnisse der in /GRS 18/ erläuterten und dokumentierten Berechnungen zum Unfall im Kernkraftwerk Fukushima Daiichi zu reproduzieren. Ein systematischer Vergleich der beiden Ansätze wird gegenwärtig im laufenden Vorhaben RS 1573 - ARC-F des Bundesministeriums für Wirtschaft und Energie (BMWi) durchgeführt.

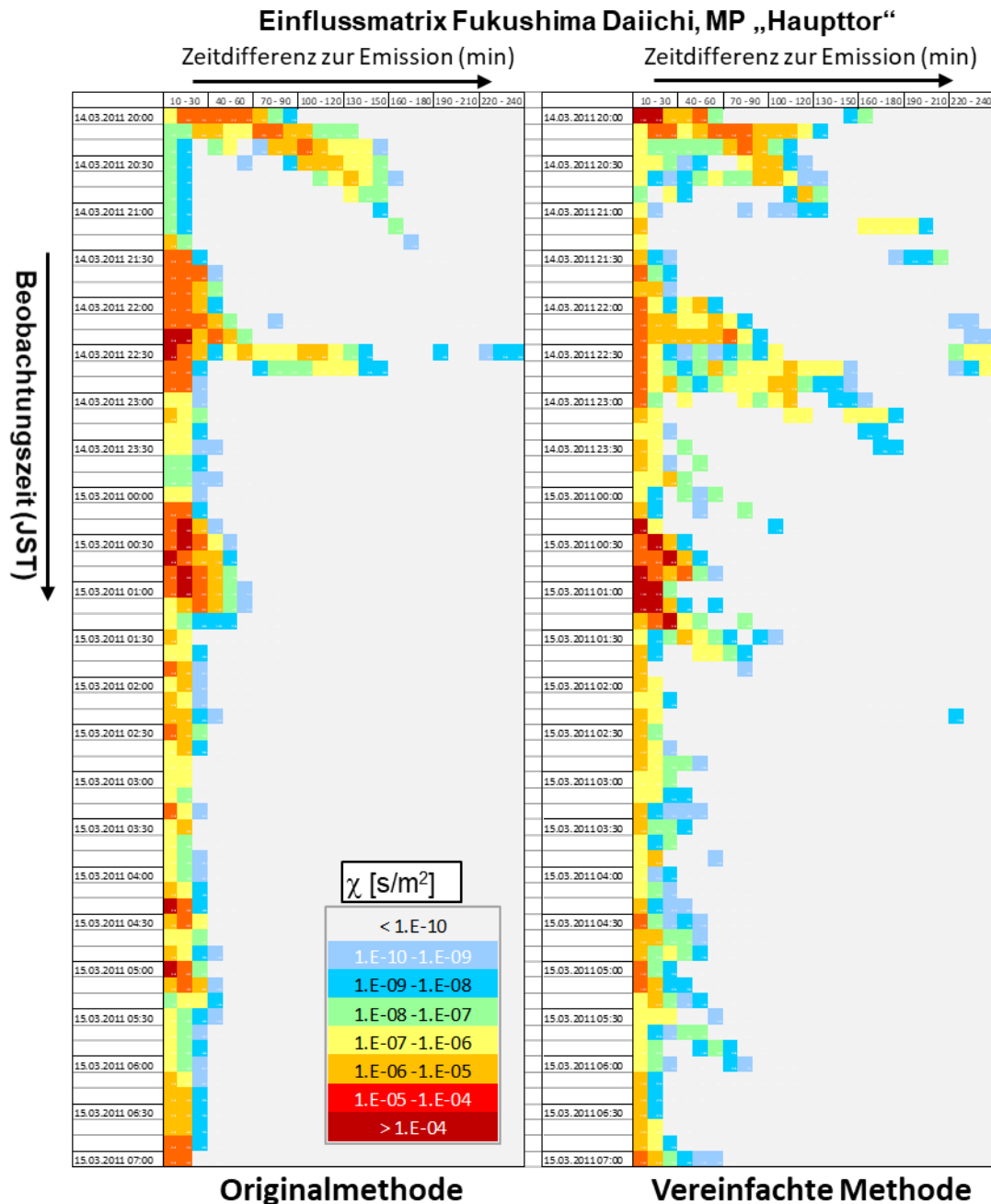


**Abb. 4.3** Berechnete Wolkenzugbahnen für den Freisetzungszeitraum 14.03.2011, 20:30 JST bis 15.03.2011 03:00 JST und Lage der Messpunkte „MP Haupttor“ am KKW Fukushima Daiichi (KKW F1) und „MP 4“ am KKW Fukushima Daini (KKW F2)

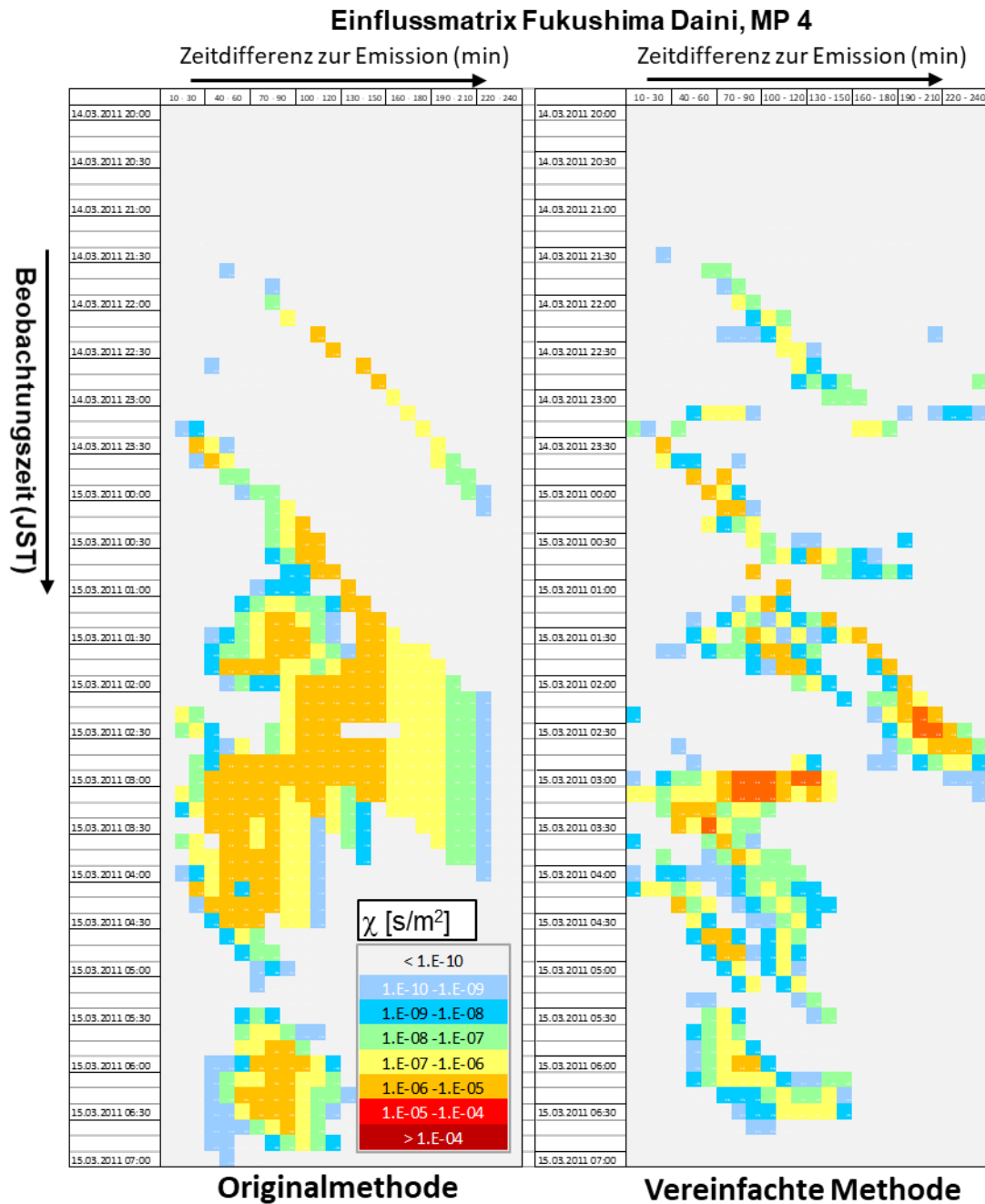
In Abb. 4.3 ist exemplarisch das Ergebnis der Berechnung von Wolkenzugbahnen, die im Zeitraum 14.03.2011, 20:30 bis 15.03.2011 03:00 (Japan Standard Time, JST) beginnen, dargestellt. Die Datierung der Zugbahnen bezieht sich auf das jeweilige



zehnminütige Zeitintervall, in dem die Freisetzung stattfindet. In diesen Zeitraum fällt der erste der vier großen Ausschläge in der ODL am ca. 900 m vom Freisetzungsort entfernten „MP Haupttor“ (KKW Fukushima Daiichi). Zudem beginnt in diesen Zeitraum eine Phase mit mehreren ODL-Spitzen am KKW Fukushima Daini („MP 4 KKW F2“), das ca. 12 km südlich vom Emissionspunkt liegt (vgl. /GRS 18/).



**Abb. 4.4** Vergleich der für den „MP Haupttor“ berechneten Einflussmatrizen zwischen der Originalmethode nach /GRS 18/ und der vereinfachten Methode im Beobachtungszeitraum 14.03.2011, 20:00 JST bis 15.03.2011, 07:00 JST

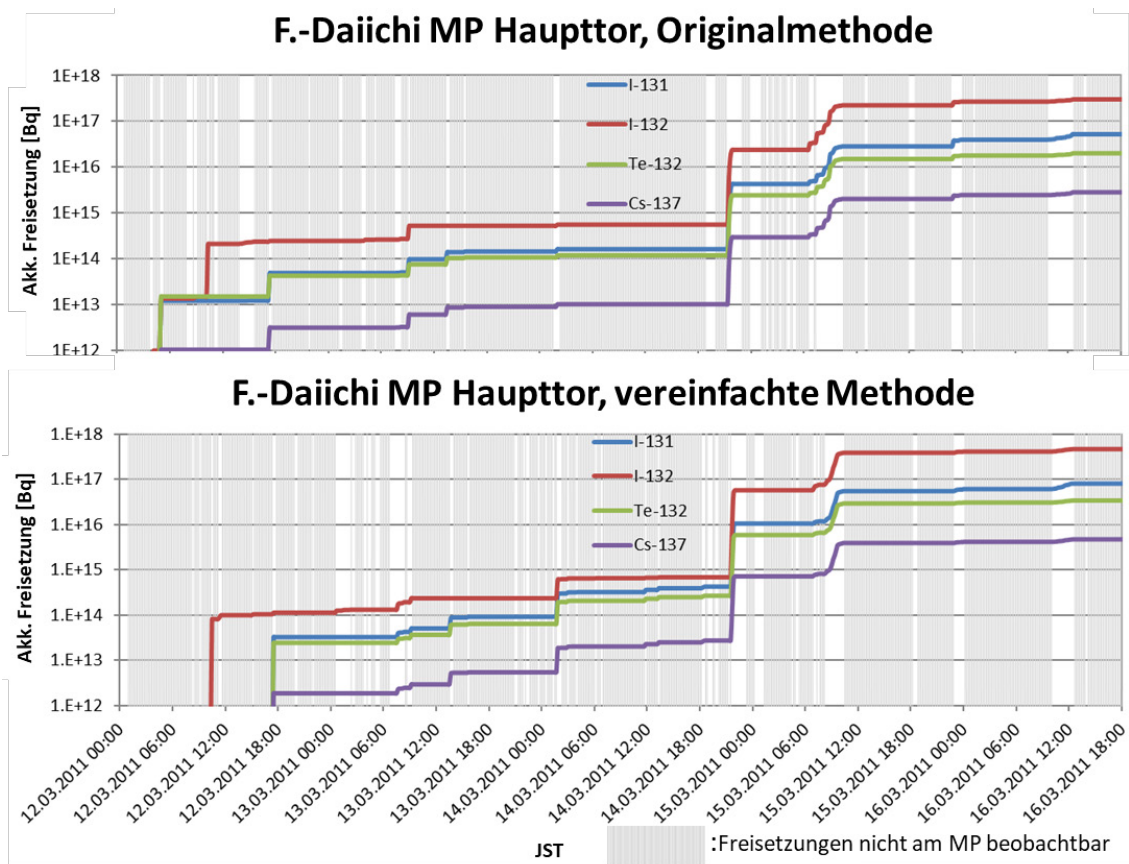


**Abb. 4.5** Vergleich der für den „MP 4, KKW F2“ berechneten Einflussmatrizen zwischen der Originalmethode nach /GRS 18/ und der vereinfachten Methode im Beobachtungszeitraum 14.03.2011, 20:00 JST bis 15.03.2011, 07:00 JST

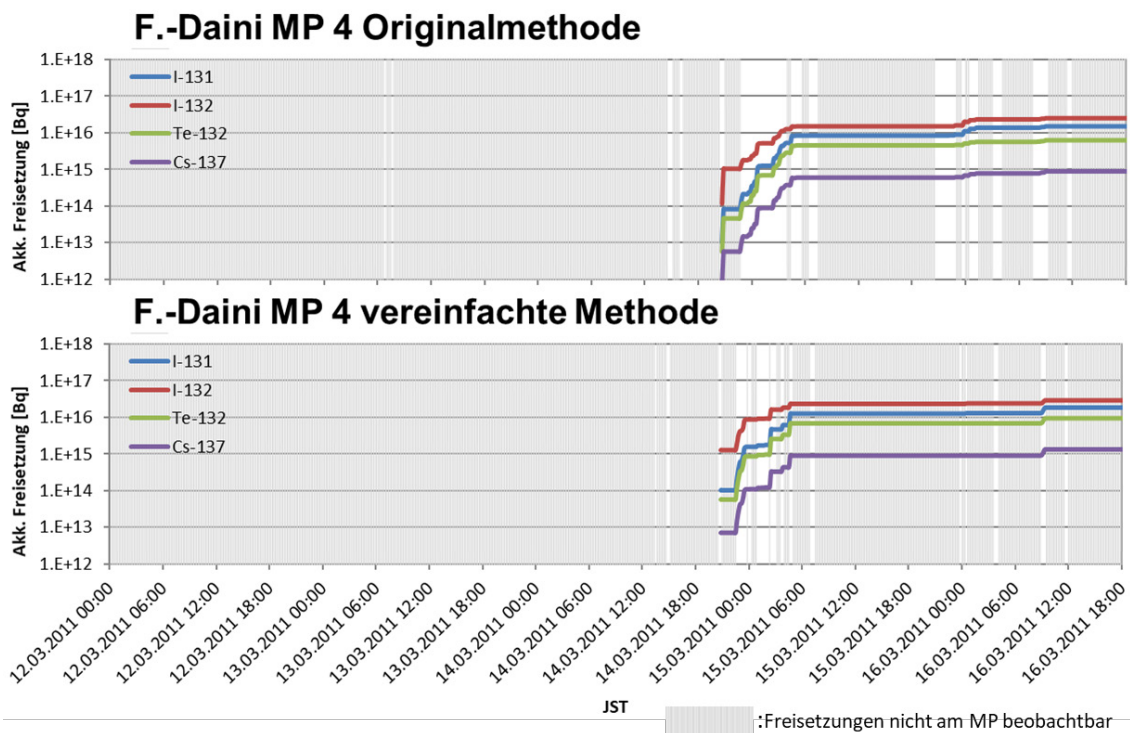
Für die beiden o. g. Messpunkte sind die Berechnungsergebnisse der Einflussmatrizen nach beiden Methoden im Beobachtungszeitraum 14.03.2011, 20:00 JST bis 15.03.2011, 07:00 JST in den Abb. 4.4 und Abb. 4.5 gegenübergestellt. Die Winddatenbasis ist für beide Berechnungsmethoden identisch.

Während beide Methoden am „MP Haupttor“ zu weitgehend übereinstimmenden Ergebnissen führen, ergeben sich für den weiter entfernt gelegenen „MP 4, KKW F2“ größere Unterschiede, insbesondere nach Mitternacht am 15.03.2011.

Dennoch stimmen die rekonstruierten Freisetzen an beiden Messpunkten bei Berechnung der Einflussmatrizen mit der vereinfachten Methode weitgehend mit den Ergebnissen der Originalmethode überein, wie aus Abb. 4.6 und Abb. 4.7 ersichtlich ist. Bis auf die Ermittlung der Einflussmatrizen ist Rekonstruktionsverfahren der Freisetzen identisch und in /GRS 18/ im Detail erläutert.



**Abb. 4.6** Vergleich der aufgrund von ODL-Messungen am „MP Haupttor“ rekonstruierten Freisetzen für ausgewählte Nuklide zwischen der Originalmethode nach /GRS 18/ und der vereinfachten Methode im Freisetzenzeitraum 12.03.2011, 00:00 JST bis 16.03.2011, 18:00 JST



**Abb. 4.7** Vergleich der aufgrund von ODL-Messungen am „KKW F2, MP 4“ rekonstruierten Freisetzungen für ausgewählte Nuklide zwischen der Originalmethode nach /GRS 18/ und der vereinfachten Methode im Freisetzungszeitraum 12.03.2011, 00:00 JST bis 16.03.2011, 18:00 JST

Aus dem exemplarischen Test ist ersichtlich, dass das vereinfachte Verfahren insbesondere für eine erste Abschätzung von Freisetzungen aus radiologischen Messdaten im Nahbereich eines Freisetzungsortes bis zu wenigen Kilometern Entfernung geeignet ist, solange keine qualifizierte Berechnungsergebnisse verfügbar sind.

Das vereinfachte Verfahren wurde im Rahmen des Projektes als DV-technischer Prototyp (MSEExcel<sup>®</sup>-Arbeitsmappe mit unterlegtem VBA-Code) umgesetzt. Die Rechenzeit auf einem handelsüblichen Notebook beträgt für einige Tage Beobachtungszeit und etwa ein Dutzend Messpunkte wenige Minuten bei einem Speicherplatzbedarf für die zugehörigen Ergebnisse von ca. 20 MB.

#### 4.2.4 Analyse des Teilaspekts: Zustand der Quelle

Der Zustand der Quelle ist entweder mittels etablierter Verfahren zu standardisierten Ereignisabläufen analysierbar (z. B. mittels FaSTPro, vgl. Abschnitt 2.4.1) oder muss anhand verfügbarer Indikatoren abgeschätzt werden. Eine systematische Vorgehensweise zur Charakterisierung des Quellzustandes anhand generalisierter Parameter ist im Abschnitt 5.1 beschrieben.

#### 4.2.5 Zusammenführung und Konsistenzprüfung

Ein auf alle Referenzszenarien anwendbares Verfahren zur Synthese und qualitativen Bewertung von verfügbaren Informationen zur Freisetzung wurde in AP 4 entwickelt und ist in Abschnitt 5.2 dokumentiert.

#### 4.2.6 Rekonstruktion von Freisetzungen

Zur quantitativen Rekonstruktion können die Verfahren zur in Situ-Analyse nach Abschnitt 4.2.2 und zur Ermittlung der Einflussmatrizen nach Abschnitt 4.2.3 kombiniert werden. Dabei ist es zweckmäßig, bei Nuklidgemischen die Rückrechnung für ein einziges Referenznuclid durchzuführen, aus dem mit entsprechenden Annahmen auf die gesamte Nuklidverteilung zurückgerechnet werden kann. Als Referenznuclid bietet sich z. B. Cs-137 als Gammastrahler mit langer Halbwertszeit an. Liegt als Ergebnis der Analyse nach Abschnitt 4.2.2 eine Zeitreihe der Luftkonzentration  $C_{Cs-137}(t_j)$ ,  $j = 1, \dots, N$  von Cs-137 vor, so lässt sich daraus der Relativbeitrag zur Wolkenstrahlung  $h_c^{Cs-137}(t_j)$  berechnen:

$$h_c^{Cs-137}(t_j) = C_{Cs-137}(t_j) g_{c,Cs-137} \quad (4.10)$$

Dabei bezeichnet  $g_{c,Cs-137}$  den vereinfachten Dosiskoeffizienten für Wolkenstrahlung nach /SSK 04/. Das Minimierungsproblem (4.4) lautet konkretisiert für Cs-137:

$$\left| \underline{h}_c^{Cs-137} - \mathbf{X}^{Cs-137} \cdot \underline{q}^{Cs-137} \right|^2 = \min; q_j^{Cs-137} \geq 0 \text{ für } j = 1, \dots, N \quad (4.11)$$

Gleichung (4.11) wird unter Verwendung des NNLS-Algorithmus /LAW 95/ gelöst (siehe auch Abschnitt 4.2.3). Aus der Lösung  $\underline{q}^{Cs-137}$  lässt sich der Quellterm  $Q_j^{Cs-137}$  für alle  $j = 1, \dots, N$  mit  $\Delta t = 600$  s und  $g_{\gamma, Cs-137} = 1,1 \cdot 10^{-16}$  Sv m<sup>2</sup>/Bq/s nach /BFS 01/ wie folgt ermitteln:

$$Q_j^{Cs-137} = q_j^{Cs-137} \Delta t / g_{\gamma, Cs-137} \quad (4.12)$$

Der Quellterm  $Q_j^r$  für alle anderen Nuklide  $r$  wird aus  $Q_j^{Cs-137}$  und dem Verhältnis der Luftkonzentrationen, die sich aus der in Situ-Analyse gemäß Abschnitt 4.2.2 ergeben, ermittelt. Dabei ermöglicht die in der Einflussmatrix enthaltene Zeitinformation eine einfache Zerfallskorrektur. Zu diesem Zweck wird eine repräsentative Transportzeit abgeschätzt. Diese ergibt sich aus der Differenz zwischen einer repräsentativen Bezugszeit für die Beobachtung der Freisetzungen am Messpunkt und der Freisetzungszeit. Die Bezugszeit wird über das Maximum der Komponenten des zum Freisetzungszeitpunkt gehörigen Spaltenvektors der Einflussmatrix abgeschätzt:

$$\max_k \chi_{k,j} =: \chi_{m,j} \rightarrow \begin{cases} t_m: \text{Bezugszeit für Beobachtung} \\ t_m - t_j: \text{Transportzeit} \end{cases} \quad (4.13)$$

Daraus ergibt sich für  $Q_j^r$  unter Berücksichtigung des radioaktiven Zerfalls:

$$Q_j^r = Q_j^{Cs-137} \frac{C_r(t_m)}{C_{Cs-137}(t_m)} \exp [(\lambda_r - \lambda_{rCs-137})(t_m - t_j)] \quad (4.14)$$

Bei dieser Form der Abschätzung werden etwaige nuklidspezifische Unterschiede in der Dispersion und Abreicherung der radioaktiven Wolke vernachlässigt. Etwaige hierdurch bedingte Fehler kommen im Vergleich zu anderen Ungenauigkeiten von Eingangsdaten und Methode mutmaßlich erst in größeren Entfernungen von einigen Dutzend Kilometern oder bei nuklidspezifischen Unterschieden im ausgestoßenen Aerosolspektrum zum Tragen. In diesem Fall ist es möglich, die Rückrechnung mittels separat berechneter Einflussmatrizen für die unterschiedlich zu behandelnden Nuklide und Fraktionen auszuführen.

Für vereinfachte Abschätzungen kann auf das Verfahren nach Abschnitt 4.2.3.1 auch dann zurückgegriffen werden, wenn Cs-137 nicht im Nuklidvektor enthalten ist. In diesem Fall wird für die Rückverfolgung eine geringe Menge Cs-137 als virtueller Tracer hinzugechnet und nach Anwendung von (4.14) nicht weiter betrachtet.

## 5 AP 4: Ermittlung von Freisetzungen bei radiologischen Notfällen

### 5.1 Analyse und Aufbereitung von Referenzszenarien

Analysen von Unfallabläufen bei der Beförderung und Handhabung radioaktiver Stoffe wurden im Zuge dieses Projektes systematisch ausgewertet und auf Relevanz hin überprüft. Als Grundlage für die Analysen wurden die Abläufe aus den Vorhaben der GRS 3610S60014 „Generalisierte Konzepte für Maßnahmen bei nuklearen und radiologischen Notfällen“ /SOG 15b/, 3607S04558 „Katalog von Übungsszenarien und Übungsdokumentation für behördliche Notfallschutzorganisationen“ /SOG 12/ und das Vorhaben 3611S60006 „Fortschreibung des Szenarienkatalogs für behördliche Notfallübungen“ /BÜT 14a/ sowie die „Transportstudie Konrad 2009“ /SEN 15/ herangezogen. Die Basis der Referenzszenarien bildeten die Referenzszenarien des allgemeinen Notfallplans des Bundes entsprechend Tab. 2.1 in Kapitel 2 dieses Berichts.

#### 5.1.1 Analyseschritt 1: Generische Parameter für Szenarien

Die Einteilung von Unfallabläufen auf die verschiedenen Szenarien hängt von diversen generischen Parametern (GP) ab. Diese sind:

##### 1. Position des radioaktiven Materials:

Beindet sich das Material in einer *ortsfesten Einrichtung* (z. B. kerntechnische Anlagen, medizinische Anlagen, Produktionsstätten, Prüfgeräte an Verkehrsknotenpunkten (Häfen, Flughäfen)) oder im *öffentlichen Raum*? Die Szenarien S1 bis S5 beziehen sich dabei in der Regel auf ortsfeste Einrichtungen, die üblicherweise Strukturen aufweisen, um eine Freisetzung zu unterbinden oder durch mitigative Maßnahmen zu verringern. Die Szenarien S6 bis S10 zeichnen sich dadurch aus, dass die Position des radioaktiven Materials in der Regel im öffentlichen Raum (Straßen, innerhalb von Städten) ist. Szenario 8 „Notfall im Zusammenhang mit dem Umgang mit radioaktiven Stoffen“ stellt dabei ein Szenario dar, welches den Parameter nicht eindeutig festlegt. Ein „Notfall im Zusammenhang mit dem Umgang mit radioaktiven Stoffen“ kann innerhalb einer ortsfesten Einrichtung (z. B. Krankenhaus, Lager für radioaktive Abfälle, Firmengelände mit Messgeräten, die radioaktive Stoffe beinhalten) aber auch im öffentlichen Raum (z. B. vagabundierende Quellen) stattfinden.



## **2. Kenntnis über die Menge des Gesamtinventars an radioaktivem Material:**

Abhängig vom Szenario können *Gesamt mengen und Zusammensetzung des radioaktiven Materials* als *bekannt* angesehen werden bzw. abgeschätzt werden. Dies gilt für die Szenarien S1 bis S5 (die betreibenden Firmen ortsfester Anlagen wissen in der Regel, wo und wie viel radioaktives Material sich auf dem Gelände befindet), S7 (bei genehmigten Transporten) und S9 (Konstrukteure eines Satelliten wissen in der Regel wie viel radioaktives Material sich an Bord eines Satelliten befinden). In den Szenarien S6 und S10 sind anfänglich *keine oder nur grobe Abschätzungen möglich*. Szenario S8 (Notfall im Zusammenhang mit dem Umgang mit radioaktiven Stoffen) bildet hierbei einen Sonderfall. Hier gibt es definierte und registrierte Quellen (hochradioaktive Strahlenquellen), bei denen Gesamt mengen und Zusammensetzung des radioaktiven Materials bekannt sind. In Situationen des Auffindens einer nicht zuzuordnen Quelle können Gesamt mengen und Zusammensetzung des radioaktiven Materials unbekannt sein. Die Gesamt mengen an radioaktivem Material können innerhalb eines vorgesehenen Szenarios über mehrere Größenordnungen voneinander abweichen.

## **3. Barrieren und Rückhalteeffekte:**

Zwischen radioaktiven Stoffen (z. B. radioaktive Feststoffquellen, radioaktive Gase oder Kernbrennstoffe) und der Umwelt gibt es in der Regel Barrieren, die eine uneingeschränkte Verteilung des radioaktiven Stoffes verhindern sollen. Diese Barrieren stellen die Hürden dar, die vor einer Freisetzung überwunden werden müssen (z. B. ein Transportbehälter für radioaktive Feststoffe oder eine Gasleitung für radioaktive Gase). Neben den Barrieren, die die direkte Freisetzung verhindern, gibt es weitere Mechanismen, die eine Freisetzung zwar nicht verhindern, diese aber durch Veränderungen von Verbreitungswegen beeinflussen und gegebenenfalls auch verringern können (z. B. bei einem chemisch reaktiven radioaktiven Gas wie Jod, das durch ein Gebäude strömt. Hier können sich Gaspartikel an Wänden und Böden niederschlagen und eventuell dort gebunden werden bevor diese in die freie Umwelt gelangen). Um Freisetzungen ableiten zu können, sind demnach vorhandene intakte Barrieren bzw. Rückhaltefunktionen oder Rückhalteeffekte zu bestimmen. Beispiele für solche Barrieren und bzw. Rückhaltefunktionen sind in Tab. 5.1 zusammengestellt.

**Tab. 5.1** Barrieren und Rückhalteeffekte in Szenarien

Szenario	Barriere/Rückhalteeffekt	Beispiel
Szenario 1 bis 4 Kernkraftwerk  Szenario 5 Kerntechnische Anlage oder Einrichtung, die kein Kern- kraftwerk ist	Reaktordruckbehälter	
	Sicherheitsbehälter	
	Wasser	Abklingbecken, Kühlwasser des Primärkreislaufs
	Filter für Abluft oder Abwas- ser	
	Leitungen und Leitungssys- teme	Leitungssystem Primärkreis- lauf
	Gebäude	Maschinenhaus, Reaktorge- bäude, Reaktorhalle, Lager- halle
	Lager- oder Transportbehälter	Stahlblechfässer, Gusskon- tainer, 30B-Behälter (UF6)
	Kapselung	Metallumhüllung von Brenn- stäben
	Fixierung	Fester Aggregatzustand des radioaktiven Materials Kristallgitter des Brennstoffs nach Konditionierung: Glas, Beton
Szenario 6 Terroristische oder ander- weitig motivierte Straftat	Mantel der Bombe (vor einer Detonation)	
	Lagerort der Bombe	Telefonzelle, Fahrzeug, Müll- eimer, Kanalisation
	Besonderheiten des Ortes	Gebäude, Tunnel, etc.
Szenario 7 Transportunfall	Transportbehälter	CASTOR, MOSAIK
	Abschirmungen	
	Hauben	
	Besonderheiten der Wegstre- cke	Tunnel, Bahnhofshallen, etc.
	Fixierung	Fester Aggregatzustand des radioaktiven Materials Kristallgitter des Brennstoffs nach Konditionierung: Glas, Beton
	Kapselung	Metallumhüllung von Brenn- stäben
Szenario 8 Notfall im Zusammenhang mit dem Umgang mit radio- aktiven Stoffen	Besonderheiten des Ortes	Gebäude
	Behälter	
	Kapselung	Bei umschlossenen Quellen
	Abschirmungen	

Szenario	Barriere/Rückhalteeffekt	Beispiel
	Fixierung	
Szenario 9 Satellitenabsturz	Kapselung	
	Fixierung	
Szenario 10 Verteidigungs- oder Spannungsfall	Keine	

#### 4. Störung oder Aufhebung von Barrieren und Rückhalteeffekten

Bei Unfällen, Störfällen oder durch Einwirkungen von außen oder von Personen können die Barrieren oder Rückhalteeffekte in ihrer Wirkung beeinflusst oder zerstört werden. Die Einwirkung auf die Barrieren oder Rückhalteeffekte kann eine mechanische, chemische, thermische Beaufschlagung oder eine Kombination aus den Beaufschlagungen sein. Barrieren oder Rückhalteeffekte können dabei direkt zerstört werden oder in Folge von Prozessabläufen nach und nach überwunden werden. In den nachfolgenden Tabellen werden für die Szenarien des allgemeinen mit Beispielen für mögliche auslösende Ereignisse aufgeführt. Dabei wird zwischen den einzelnen Beaufschlagungen unterschieden. Zu jedem Szenario werden Einflussgrößen aufgeführt, die zur Abschätzung der Beaufschlagung herangezogen werden könnten, um mögliche Auswirkungen aus dem auslösenden Ereignis zu ermitteln.

**Tab. 5.2** Beispiele für mechanische Beaufschlagungen in verschiedene Szenarien

Szenario/ Ursache	Einflussgrößen	Mögliche qualitative Auswirkung	Beispiele in der Literatur
Szenario 1-5/ Flugzeugabsturz (FLAB)	Größe des Flugzeugs Gewicht des Flugzeugs Geschwindigkeit des Flugzeugs (→ Größe der betroffenen Fläche) Gebäudetyp	Zerstörung von Gebäudeteilen und von Objekten im Gebäude	„Fortschreibung des Szenarienkatalogs für behördliche Notfallübungen“, Szenario 5 /BÜT 14b/
Szenario 1-5/ Erdbeben	Magnitude des Bebens Epizentraldistanz Epizentralintensität Bewertung von Erdbebenintensitäten mittels Medwedew-Sponheuer-Karnik-(MSK-) Skala Beschleunigung Bebendauer	Zerstörung von Gebäudeteilen und von Objekten im Gebäude	„Fortschreibung des Szenarienkatalogs für behördliche Notfallübungen“, Szenario 3 /BÜT 14b/

Szenario/ Ursache	Einflussgrößen	Mögliche qualitative Auswirkung	Beispiele in der Li- teratur
Szenario 1-6/ Geschosse	Durchmesser Zerstö- rungskanal Freisetzungsverhal- ten von Behältern und Inventar	Beschädigung von Behältern und Behäl- terinhalt	Potenzielle Strahlen- exposition durch die Freisetzung radioak- tiver Stoffe aufgrund der Einwirkung Drit- ter auf Transport- und Lagerbehälter im TBL Ahaus GRS-A- 2503, 1997
Szenario 1-7/ Sprengladung und/o- der Explosion	Druckpegel Ausbreitungsge- schwindigkeit	Zerstörung von Ge- bäudeteilen und von Objekten im Ge- bäude; Zerstörung oder Be- schädigung von Transportbehältern, Abschirmungen oder Hauben durch Explo- sion eines Fahr- zeugs/ anderen Transportstücks	
Szenario 7 / Güterverkehr (Ent- gleisung, Zusam- menstoß zwei Eisen- bahnfahrzeuge, Aufprall durch Fahrt gegen ein Hindernis, Zusammenprall mit einem anderen Ver- kehrsteilnehmer an Bahnübergang, Brand und Explo- sion) Straßenverkehr (LKW mit mehr als 3,5 t auf Autobahn)	Aufprallgeschwindig- keit Masse Behälterttyp Freisetzungsverhal- ten von Behältern und Inventar	Beschädigung oder Zerstörung von Be- hältern	„Fortschreibung des Szenarienkatalogs für behördliche Not- fallübungen“, Szena- rio 6 /BÜT 14b/ „Transportstudie Konrad 2009“ /SEN 15/

**Tab. 5.3** Beispiele für thermische Beaufschlagungen in verschiedene Szenarien

Szenario/ Ursache	Parameter	Mögliche qualitative Auswirkung	Beispiele in der Li- teratur
Szenario 1-5 / Flugzeugabsturz (FLAB)	Brandlast Branddauer Temperatur	Zerstörung von Ge- bäudeteilen und von Objekten im Ge- bäude (chemische Reaktionen), Verdamp- fen/ Schmelzen/ Frei- setzen von Material, Ausdehnung von Komponenten (zu- sätzliche mechani- sche Beanspru- chung)	-
Szenario 1-8 / Brand			
Szenario 1-7/ Sprengladung			
Szenario 7 / Güterverkehr (Ent- gleisung, Zusam- menstoß zwei Eisen- bahnfahrzeuge, Aufprall durch Fahrt gegen ein Hindernis, Zusammenprall mit einem anderen Ver- kehrsteilnehmer an Bahnübergang, Brand und Explo- sion) Straßenverkehr (LKW mit mehr als 3,5 t auf Autobahn) Bislang nicht für Wasserwege			„Fortschreibung des Szenarienkatalogs für behördliche Not- fallübungen“, Szena- rio 6 /BÜT 14b/ „Transportstudie Konrad 2009“ /SEN 15/
Szenario 7 Unfälle beim Trans- port von verglastem hochradioaktivem Abfall insbesondere Brände an Bord	Brandlast Branddauer Temperatur verfügbare Sauer- stoffmenge Raumgrößen	Zerstörung von Schiffsteilen und von Objekten im Schiff (chemische Reaktio- nen), Verdampfen/ Schmelzen/ Freiset- zen von Material, Ausdehnung von Komponenten (zu- sätzliche mechani- sche Beanspru- chung)	„Evaluation of the Safety of Vitrified High Level Waste Shipments from UK to Continental Eu- rope by Sea“ /LAN 98/

**Tab. 5.4** Beispiele für chemische Beaufschlagung

Szenario/ Ursache	Parameter	Mögliche qualitative Auswirkung	Beispiele in der Li- teratur
Szenario 7 Sinken eines Schif- fes mit radioaktiven Gütern an Board	Werkstoffzusammen- setzung Temperatur Elektrolyte	Zerstörung der Barri- ere zwischen Umwelt und Quelle	
Szenario 8 Illegale Entsorgung von Behältern mit ra- dioaktivem Abfall in einem Gewässer	Einwirkungsdauer	Zerstörung der Barri- ere zwischen Umwelt und Quelle	

### 5. Expositionspfade und Freisetzung

Abhängig von der Art der Störungen oder Aufhebung von Barrieren und Rückhalteeffekten und der verbleibenden Rückhaltefunktionen können unterschiedliche Expositionspfade als dominant charakterisiert werden. Der dominante Expositionspfad kann

- Exposition durch Direktstrahlung,
- Inhalation
- Ingestion und
- Inkorporation durch Wunden/Blut

sein. Szenarienbezogene Beispiele für die verschiedenen Hauptexpositionspfade sind in Tab. 5.5 aufgeführt.

**Tab. 5.5** Beispiele für verschiedene Hauptexpositionspfade

	<b>Szenario</b>	<b>Beispiel</b>
<b>Exposition durch Direktstrahlung</b>	Szenario 6 Terroristischer oder anderweitig motivierter Akt	Deponierung einer nicht abgeschirmten hochradioaktiven Quelle im öffentlichen Raum
	Szenario 7 Transportunfall	Offener Transportbehälter nach einem Unfall und damit fehlende Abschirmung, $\beta$ - oder $\gamma$ -Submersion durch eine Aktivitätsfahne bei einem Brand
	Szenario 8 Notfall im Zusammenhang mit dem Umgang mit radioaktiven Stoffen	Fund einer hochradioaktiven Quelle ohne Abschirmung
	Szenario 9 Satellitenabsturz	Fund eines Trümmerteils
<b>Inhalation</b>	Szenario 6 Terroristischer oder anderweitig motivierter Akt	Schmutzige Bombe mit Freisetzung lungengängiger Aerosole/Stäuben/Pulvern und Gasen
	Szenario 7 Transportunfall	Brand während eines Transports Freisetzung von lungengängigen Aerosolen/Stäuben/Pulvern und Gasen
	Szenario 8 Notfall im Zusammenhang mit dem Umgang mit radioaktiven Stoffen	Zersägen einer hochradioaktiven Quelle Freisetzung von lungengängigen Aerosolen/Stäuben/Pulvern und Gasen
	Szenario 9 Satellitenabsturz	Explosion des Satelliten bei Startvorgang
<b>Ingestion</b>	Szenario 6 Terroristischer oder anderweitig motivierter Akt	Einbringen von radioaktiven Stoffen ins Trinkwasser, Lebens- oder Futtermittel
	Szenario 7 Transportunfall	Transportunfall auf einer Brücke/nahe einem Gewässer mit Freisetzung radioaktiven Stoffen in das Gewässer
	Szenario 8 Notfall im Zusammenhang mit dem Umgang mit radioaktiven Stoffen	Illegale Entsorgung von Fasern mit radioaktiven Stoffen in einem Gewässer
	Szenario 9 Satellitenabsturz	-

	Szenario	Beispiel
<b>Inkorporation durch Wunden/über Blut</b>	Szenario 6 Terroristischer oder anderweitig motivierter Akt	Beabsichtigte Kontamination von Blutkonserven oder Infusionen mit Alphastrahlern Verletzung durch kontaminierte Trümmer/Schrapnelle Verwendung radioaktiver Munition
	Szenario 7 Transportunfall	Verletzung durch kontaminierte Trümmer/Schrapnelle
	Szenario 8 Notfall im Zusammenhang mit dem Umgang mit radioaktiven Stoffen	Verletzung durch kontaminierte Trümmer/Schrapnelle
	Szenario 9 Satellitenabsturz	-

Je nach Expositionspfad müssen unterschiedliche Modelle für die Ausbreitung radioaktiver Substanzen herangezogen werden. Für luftgetragene Teilchen können Ausbreitungsrechnungen mit Hilfe von LASAIR oder RODOS durch das BfS durchgeführt werden. Hierbei wird auf Daten des Deutschen Wetterdienstes (DWD) zurückgegriffen. Ausbreitungsprognosen im Wasser werden auf Basis von Fließzeiten und longitudinaler Dispersion in Abhängigkeit von der aktuellen Abflusslage durch die Bundesanstalt für Gewässerkunde (BfG) erstellt.

## 6. Zeitpunkt der Kenntnis von Parametern im Lagezentrum

Anhängig vom Parameter steht diese zu unterschiedlichen Zeitpunkten in den Lagezentren zur Verfügung. Dieser Punkt wird gerade im Hinblick für das radiologische Lagezentrum des Bundes relevant und dient dazu die zeitlichen Abläufe zur Analyse besser abzuschätzen.

### a. Parameter 1: Position des radioaktiven Materials.

Dieser Parameter sollte in der Regel zeitnah (~ Minuten) verfügbar sein. Die Lage von kerntechnischen Anlagen (Szenarien 1-5) ist grundsätzlich bekannt. Die Anlagen verfügen in der Regel über geeignete Messtechniken und könnten bei einem Ereignis Informationen schnell zur Verfügung stellen. Bei Ereignissen im öffentlichen Raum kann szenarienabhängig eine große zeitliche Verzögerung (Zeiträume Stunden bis Tage) bis zur Ortung einer radioaktiven Quelle erfolgen (z. B. Abhandenkommen und wiederfinden einer Quelle, Rekonstruktion der Kontaminationsverschleppung nach einem Notfall im Zusammenhang mit dem Umgang mit radioaktiven Stoffen (S8) oder nach einer terroristischen oder anderweitig



motivierten Straftat (S6)).

*Anmerkungen: Beispiele realer Ereignisse zeigen, dass auch bei Ereignissen in kerntechnischen Anlagen Informationen erst mit großer zeitlicher Verzögerung bereitgestellt wurden (z. B. Desinformation bei der Reaktorkatastrophe von Tschernobyl 1986). Dies ist jedoch politisch verschuldet und nicht darauf zurückzuführen, dass Informationen nicht vorhanden wären.*

- b. Parameter 2: Kenntnis über die Menge des Gesamtinventars an radioaktivem Material

Dieser Parameter sollte in der Regel zeitnah (~ Minuten bis Stunden) für die Szenarien 1-5, 7 und 9 als grobe obere Abschätzung verfügbar sein. Bei den Szenarien 6, 8 und 10 kann die Zeit bis zur Bestimmung des Gesamtinventars längere Zeit in Anspruch nehmen, kann mit großen Unsicherheiten behaftet sein und möglicherweise auch nicht geklärt werden.

- c. Parameter 3: Barrieren und Rückhalteeffekte

Unabhängig von den Szenarien bedürfen die Analysen von bestehenden Rückhalteeffekten und Barrieren Zeit. Bei kerntechnischen Anlagen (Szenarien 1-5) können gegebenenfalls durch die betreibende Firma Aussagen übermittelt werden, die Grundlage für Abschätzungen bilden können. In den übrigen Szenarien müssen ereignisabhängig Aussagen erfolgen. Eine zeitliche Angabe kann hier nicht ohne weiteres erfolgen.

- d. Parameter 4: Störung oder Aufhebung von Barrieren und Rückhalteeffekten

Die Ursachen, die zur Störung oder Aufhebung von Barrieren und Rückhalteeffekten führen, sind meist schnell (im Bereich von Sekunden bis Minuten) auszumachen, wenngleich die Auswirkungen und mögliche folgende Ereignisabläufe (siehe Punkt c.) nicht absehbar sind.

e. Parameter 5: Expositionspfade

Da radioaktive Strahlung durch den Menschen nicht wahrgenommen wird, können Expositionspfade erst durch entsprechende Messtechnik ermittelt werden. Die Zeit, bis Messdaten vorliegen, hängt somit von der Geschwindigkeit ab, mit der Messgeräte entsprechende Radioisotope messen können. Fest installierte Detektoren und regelmäßig durchgeführte Probenahmen im Rahmen der Überwachung der Umweltradioaktivität (z. B. über das Integriertes Mess- und Informationssystem zur Überwachung der Umweltradioaktivität (IMIS), das European Radiological Data Exchange Platform (EURDEP) oder das International Radiation Monitoring Information System (IRMIS)) sollen mögliche Kontaminationen frühzeitig erkennen. Insbesondere um kerntechnische Anlagen sind daher die Messnetze besonders dicht (Szenarien 1-5), sodass hier der Hauptexpositionspfad ereignisabhängig frühzeitig bestimmbar sein sollte. Die Ausbreitung hängt je nach Expositionspfad von Wetterbedingungen (Wind, Niederschlag) und vorhandenen Wasserpfeifen ab. Entsprechende Daten sind teilweise durch regelmäßige Datenerhebungen vorhanden und können zeitnah (Minuten bis Stunden) bereitgestellt werden. Gelegentlich müssten Daten erst angefordert werden (z. B. Fließgeschwindigkeiten bei Gewässern im Ausland), sodass eine Verzögerung zu erwarten ist.

Auch anhand von auftretenden Symptomen beim Menschen kann auf Expositionspfade geschlossen werden, diese treten je Dosis innerhalb von Sekunden (Werte über 50 Sv) oder erst nach Stunden (leichte Strahlenkrankheit bei 1 bis 2 Sv) auf /SSK 14b/. Einige Symptome, z. B. radiogene Linsentrübungen, treten erst nach einer Latenzzeit auf, die sich invers zur Dosis verhält und mehrere Jahrzehnte betragen kann /SSK 09/.

## **5.1.2      Analyseschritt 2: Übertragung der generischen Parameter auf Szenarien**

Beispielhaft werden Szenarien herangezogen, die hinsichtlich der in Abschnitt 5.1.1 aufgeführten GP analysiert werden sollten.

### **5.1.2.1    Szenario 6 „Terroristischer oder anderweitig motivierter Akt“ aus „Potentielle Strahlenexposition durch die Freisetzung radioaktiver Stoffe aufgrund der Einwirkung Dritter auf Transport- und Lagerbehälter im TBL Ahaus“**

Eine von der GRS erarbeitete Studie betrachtet in dem Dokument /GRS 97/ die potenziellen Strahlenexpositionen für einen Erwachsenen aufgrund der Einwirkung eines Dritten auf einen Transport- und Lagerbehälter (TLB) im Zwischenlager Ahaus. Die Ergebnisse wurden für das Vorhaben aufbereitet. Sie sind als „VS - Nur für den Dienstgebrauch“ eingestuft und stehen dem GRS-Notfallteam in einer entsprechenden Unterlage zur Verfügung.

### **5.1.2.2    Szenario 7 „Transportunfall“ aus Übungsszenario**

Das Übungsszenario 6 aus /BÜT 14c/ ist als ein Transportunfall geplant gewesen, dass nach heutigem Kenntnisstand dem Referenzszenario 7 „Transportunfall“ des allgemeinen Notfallplans des Bundes zuzuordnen ist. Das Übungsszenario ist soweit ausgearbeitet worden, dass es als Übung abgehalten werden konnte und auch bereits durchgeführt wurde. Daher standen verschiedene entworfene Meldeformulare bzw. Informationseingänge zur Verfügung, die zu vorgegebenen Zeitpunkten eingespielt wurden. Hieraus ließ sich ein entsprechender Zeitablauf gut rekonstruieren, was insbesondere für den GP 6 eine Rolle spielt.

### GP 1: Position des radioaktiven Materials

Das radioaktive Material befindet sich in diesem Szenario im *öffentlichen Raum*. Konkret wird bei diesem Übungsszenario ein Eisenbahntunnel in der Großstadt Mainz angenommen. Das Material befindet sich auf einem Güterzug in einem Typ B(U)-Versandstück<sup>1</sup> (Mosaikbehälter Typ II).

### GP 2: Kenntnis über die Menge des Gesamtinventars an radioaktivem Material

Aus der Dokumentation des Szenarios geht nicht klar hervor, welches Gesamtinventar angesetzt wird. So wird von mehreren Mosaikbehältern gesprochen, die mit Kugelharzen befüllt seien, wobei die genaue Zahl der Behälter nicht angegeben wird. Eine Zeichnung (Abbildung 2.1 in /BÜT 14c/) zeigt drei Behälter. An anderer Stelle des Dokuments wird von *einem* Behälter gesprochen, der als Typ B(U)-Versandstück zugelassen sei und der eine Nuklidzusammensetzung gemäß Tab. 5.6 aufweise. Der angenommene Nuklidvektor entspräche dabei etwa einem Drittel des maximal zu unterstellendem Inventar. In einem realen Fall würde man für eine maximale Abschätzung jedoch von mehreren bzw. allen am Unfall beteiligten Behältern ausgehen, da in dem unterstellten Szenario mit einem einhüllenden Brand nicht unbedingt klar ist, wie viele Behälter betroffen sind und ob nicht durch Folgeprozesse weitere Schäden auftreten könnten. Es erscheint aus heutiger Sicht unlogisch, dass der Absender der Ware (hier GNS) bei der hier unterstellten Annahme, dass mehrere Behälter transportiert wurden, genau weiß welcher Behälter betroffen ist.

**Tab. 5.6** Inventar des betroffenen Mosaikbehälters

Nuklid	Aktivitätsinventar [Bq]
H-3	6,01E+10
C-14	5,41E+10
Fe-55	1,74E+12
Co-60	2,92E+13
Ni-63	8,27E+12
Sr-90	1,22E+11
Sb-125	7,92E+10

---

<sup>1</sup> „Typ B“ bedeutet, dass das Versandstück für die Beförderung von Radioisotopen mit hoher Aktivität, bestrahlten Kernbrennstoffen und hochradioaktiven Abfällen verwendet wird. Typ A wäre ein Versandstück, das kleinere Mengen radioaktiven Materials beinhaltet (z. B. medizinische Präparate), während Typ C für den Luftverkehr vorgesehen ist. Das „U“ steht für eine unilaterale Genehmigung, während die Alternative Bezeichnung „M“ für eine multilaterale Genehmigung für den Transport kennzeichnet. Für mehr Details siehe z. B. /BMV 13/.

Nuklid	Aktivitätsinventar [Bq]
Cs-134	7,66E+11
Cs-137	9,69E+12
Pu-241	5,00E+10
<b>Summe</b>	<b>5,00E+13</b>

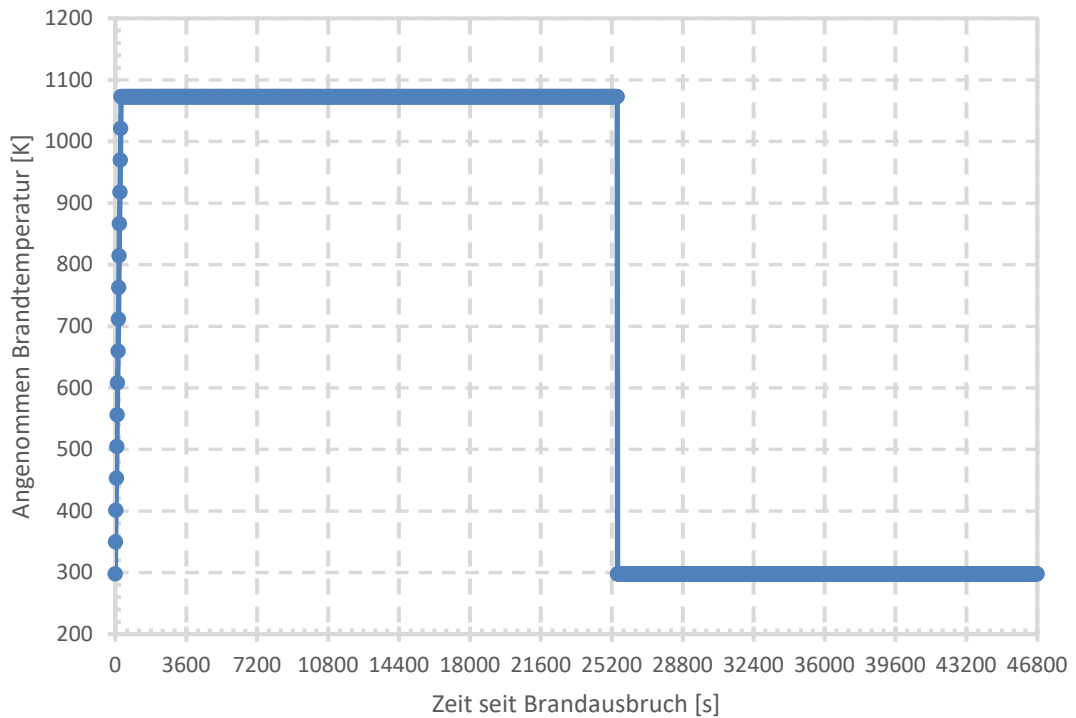
### GP 3: Barrieren und Rückhalteeffekte

Es sind verschiedene Barrieren und Rückhalteeffekte im Szenario (aus der Sicht eines allwissenden Szenarienentwicklers) angegeben:

- Chemische und Physikalische Eigenschaften: Es wird angenommen, dass die Kugelharze bis 350°C als Feststoff vorliegen und sich das Polystyrol dann zersetzt und die gebundenen Stoffe als Gas oder Aerosol freigesetzt werden können.
- Transportverpackung: Mosaikbehälter aus Gusseisen mit Kugelgraphit und einer Wandstärke von 200 mm.
- Tunnel: Im Szenario wurde eine Rückhaltung von 20 % der Freisetzungen im Tunnel angenommen.

### GP 4: Störung oder Aufhebung von Barrieren und Rückhalteeffekten

- Mechanische Beaufschlagung: Ursache der mechanischen Beaufschlagung ist eine Entgleisung eines mit Stahlträgern beladenen Güterfahrzeugs. Die Stahlträger prallen auf mehrere Mosaikbehälter mit einer Aufprallgeschwindigkeit von 30 m/s auf. Einer der Behälter erhält im Deckel einen Verlust der Gasdichtigkeit.
- Thermische Beaufschlagung: Als sekundäres Ereignis entzündet sich Benzin, welches aus einem mit verunfallten Kesselwagen ausläuft. Dies führt zu einem Brand mit Temperaturen von 800° C und einer Branddauer von 7 Stunden.



**Abb. 5.1** Angenommene Brandtemperatur des Szenarios 6 aus /BÜT 14c/ als thermische Beaufschlagung

### GP 5: Expositionspfade

Expositionspfade sind die Exposition durch Direktstrahlung (Wolkenstrahlung) und Inhalation von freiwerdenden Aerosolen und Gasen. Simulationen wurden auf Grundlage der Kenntnisse aus P 4 hinsichtlich der Freisetzungsteile durchgeführt.

### GP 6: Zeitpunkt der Kenntnis der Informationen im Lagezentrum

- Zu GP 1: Die Meldung, dass radioaktives Material im öffentlichen Raum in einem Unfall verwickelt ist, lag im Szenarienablauf nach 90 Minuten vor und damit zum Eintritt der übenden Behörde in das Szenario. (aus: Anfrage Länder an BMU)
- Zu GP 2: Kenntnis über die Menge des Gesamtinventars an radioaktivem Material liegt nach 120 Minuten vor (aus: Lagebericht Lagezentrum der Länder und DB). Es wird in den Meldungen nur von einem Behälter ausgegangen.
- Zu GP 3: Kenntnis der Barrieren und Rückhalteeffekte
  - Die Kenntnis, dass ein Unfall sich in einem Tunnel ereignet hat lag in der ersten Nachricht 90 Minuten nach Ereigniseintritt vor. (aus: Anfrage Länder an BMU)

- Die Kenntnis, welche Transportverpackung für den Transport verwendet wurde, lag nach 120 Minuten vor. (aus: Lagebericht Lagezentrum der Länder und DB)
- Chemische und Physikalische Eigenschaften: Der Inhalt des Versandstücks wurde ebenfalls nach 120 Minuten mitgeteilt. (aus: Lagebericht Lagezentrum der Länder und DB)
- Zu GP<sup>4</sup>: Störung oder Aufhebung von Barrieren und Rückhalteeffekten
  - Mechanische Beaufschlagung:
    - Die Tatsache, dass ein Zusammenstoß erfolgte, war mit der ersten Nachricht 90 Minuten nach Ereigniseintritt bekannt. (aus: Anfrage Länder an BMU)
    - Die Aufprallgeschwindigkeit ist während der gesamten Übung dem Lagezentrum *nicht bekannt*.
    - Die Kenntnis, dass der Deckel des Behälters beschädigt ist und damit die Barriere „Transportbehälter“ nicht mehr komplett wirksam ist, ist *nicht bekannt*.
    - Die Kenntnis, dass Transportbehälter mechanisch beaufschlagt wurden, ist mit der Detektion radioaktiver Stoffe 3,33 Stunden nach Ereignisbeginn belegbar und 3,75 Stunden nach Ereignisbeginn bekannt. (aus 3. Lagebericht)
  - Thermische Beaufschlagung:
    - Die Tatsache, dass ein Brand im Tunnel vorliegt, ist durch die starke Rauchentwicklung am Südportal des Tunnels beobachtbar und mit der ersten Nachricht 90 Minuten nach Ereigniseintritt bekannt. (aus: Anfrage Länder an BMU)
    - Brandlast:  
Die exakte Menge der Brandlast ist *nicht bekannt*. Mitgeteilt wurde jedoch, dass „Kesselwagen mit Benzin“ vorhanden sind. (aus: Anfrage Länder an BMU)
    - Branddauer:  
Der Brandbeginn wird abgeschätzt und ist mit der ersten Nachricht 90 Minuten nach Ereigniseintritt bekannt (aus: Anfrage Länder an BMU). Das Brandende wird nach 10,5 Stunden angegeben (aus 8. Lagebericht), wobei nach 7,75 Stunden eine Abschwächung des Brandes gemeldet wird (aus

7. Lagebericht). Die Branddauer beträgt damit laut der Berichte insgesamt 8,75 Stunden, wobei nach 7 Stunden eine Abschwächung eintrat.

- Brandtemperatur:  
Die Brandtemperatur ist *nicht bekannt*. Mit Detektion radioaktiver Substanzen in der Luft ist jedoch belegbar (3,33 Stunden nach Ereignisbeginn belegt und nach 3,75 Stunden nach Ereignisbeginn bekannt), dass die Barriere der chemischen und physikalischen Stabilität des Inhaltes des Transportbehälters überwunden wurde. Hierfür muss die Brandtemperatur die Siedetemperatur bzw. Sublimationstemperatur des Inhaltes überschritten haben, der hier für Polystyrol mit 350° C angenommen wurde. Da die Aussage getätigt wurde, dass Benzin am Brand beteiligt ist, könnte man gemäß /POR 05/ eine Brandtemperatur von ca. 1170° C annehmen. Dies überschreitet die Annahme von 800° C aus der Szenarienentwicklung.
- Zu GP 5: Expositionspfad
  - Da es sich bei diesem Szenario um einen Brand handelt, kann der Hauptexpositionspfad für die Bevölkerung über Inhalation freigesetzter Aerosole und Gase sowie die Exposition durch externe Bestrahlung durch Wolkenstrahlung erwartet werden. Für die Einsatzkräfte am Einsatzort wäre zudem die Exposition durch externe Bestrahlung in der Nähe mechanisch beanspruchter Transportfässer denkbar. Die Information ist frühzeitig mit der ersten Meldung bekannt gewesen. Die Einsatzkräfte vor Ort warteten aus diesem Grund mit dem Beginn der Löscharbeiten. Für die Bevölkerung wurden entsprechende Maßnahmen (Türen und Fenster geschlossen halten) durch die lokalen Behörden zur Vorsicht durchgegeben. Verkehrswege wurden gesperrt.
  - Erste Kenntnisse über die lokalen Wetter- und Windverhältnisse sowie Prognosen der weiteren Wetterlage sind mit der ersten Meldung bekannt.
  - Messpunkte für die Ortsdosisleistung (Exposition durch externe Bestrahlung) sind vorhanden. Erste Anzeichen einer Freisetzung werden 3,33 Stunden nach Ereignisbeginn detektiert und sind 3,75 Stunden nach Ereignisbeginn bekannt.
  - Messungen der Oberflächenkontamination für die Nuklide Co-60 und Cs-137 sind ca. 12 Stunden nach Ereignisbeginn vorhanden.



## **Tabellarische Darstellung der Zeitabläufe**

Die zeitlichen Abläufe aus den Angaben von GP 6 werden nachfolgend in tabellarischer Form dargestellt. Dabei werden zunächst die für das Lagezentrum relevanten Informationsquellen in chronologischer Reihenfolge nach dem Ereigniseintritt aufgeführt („Bericht Nr, Zeit seit Ereigniseintritt“). Des Weiteren werden zur jeweiligen Informationsquelle alle relevanten Informationen zu potenziellen und eingetretenen Freisetzungen aufgeführt und zwar aufgeteilt danach, ob die Information bereits vorhanden ist, ob man die relevante Information fehlt aber eine Beschaffung möglich wäre und ob eine Information fehlt aber eine Beschaffung nicht möglich wäre. Als weiteres werden Angaben darüber gemacht, ob man für die Auswertung und/ oder Beschaffung der eingehenden oder benötigten Informationen „Tools“ zur Verfügung hat oder benötigt, um daraus Freisetzungen herzuleiten. Als letztes wird in der Tabelle aufgeführt, welche Aussagen über Freisetzungen tatsächlich gemacht werden können. Das verfolgte Ziel ist dabei möglichst zeitnah Aussagen über die denkbaren Freisetzungen zu treffen.

**Tab. 5.7** Zeitliche Analyse der zur Verfügung stehenden Informationen über das Unfallszenario

Bericht Nr, Zeit seit Ereigniseintritt	Informationen zu potenziellen und eingetretenen Freisetzungen			Nutzbare Tools zur Freisetzungsberechnung		Mögliche Aussagen zu Freisetzungen (qualitativ, quantitativ)
	Vorhanden	Erforderlich, Beschaffung möglich	Erforderlich, aber nicht beschaffbar (Annahmen erforderlich)	Vorhanden (ggf. anpassen)	Benötigt	
1., 90 min (im BMU); 135 min (im BfS)	<p>Thermische Beaufschlagung durch Brand</p> <p>Mechanische Beaufschlagung durch Unfall möglich</p> <p>Tunnel als Rückhalteeffekt</p> <p>Gefahrstoffe sind beteiligt (Benzin, radioaktive Stoffe (nach Bericht der Feuerwehr zeigen Messgeräte noch keinen Hinweis auf Freisetzung))</p> <p>Wetterinformationen</p>	<p>Gesamtinventar (Absender der Ware) (als obere Abschätzung der potenziellen Freisetzung)</p> <p>vorhandene Barrieren (Absender der Waren)</p>	<p>Kenntnis über die Integrität von Behältern</p> <p>Annahme: Behälter intakt/ defekt</p> <p>Brandtemperatur (Erste Annahme gemäß /POR 05/ für Benzinbrand ca. 1170°C)</p>	<p>Freisetzungsszenario_Tunnelbrand_Gussbehälter.xls</p> <p>(ggf. für weitere Behälter anpassen, ggf. temperatur- und behälterabhängig Zeiten bis zur Freisetzung abschätzen)</p>	<p>Liste mit allen Typen von Transportbehältern und deren maximal erlaubten Gesamtinventar</p> <p>Siede- und Sublimationstemperaturen sowie eventuell weitere chemische Eigenschaften typischer Füllmaterialien</p> <p>Tool zur Abschätzung erwarteter Kontaminationswerte aus Freisetzungangaben</p>	<p>Qualitativ: Angabe möglicher erwarteter Zeiträume bis zu einer Freisetzung</p> <p>Obere Abschätzung von Freisetzungen gemäß maximal erlaubtem Gesamtinventar</p> <p>Quantitativ: nicht möglich</p>
2., 2,75 h	<p>Gesamtinventar (<math>5 \cdot 10^{13}</math> Bq)</p>		<p>Kenntnis über die Integrität von Behältern</p>			<p>Qualitativ: Anpassung der oberen Abschätzung</p>

Bericht Nr, Zeit seit Ereigniseintritt	Informationen zu potenziellen und eingetretenen Freisetzungen			Nutzbare Tools zur Freisetzungsberechnung		Mögliche Aussagen zu Freisetzungen (qualitativ, quantitativ)
	Vorhanden	Erforderlich, Beschaffung möglich	Erforderlich, aber nicht beschaffbar (Annahmen erforderlich)	Vorhanden (ggf. anzupassen)	Benötigt	
	<p>Nuklidzusammensetzung</p> <p>Barriere (Typ B(U)-Ver sandstück)</p> <p>Standorte von Messpunkten</p>		<p>Annahme: Be-hälter intakt/ de-fekt</p> <p>Brandtemperatur (Erste Annahme gemäß /POR 05/ für Benzinbrand ca. 1170°C)</p> <p>Branddauer (als maximale Branddauer kann ggf. ein gesamter Abbrand des Benzins angenommen werden)</p>			<p>gemäß den Inventarangaben.</p> <p>Konkretisierung der möglichen erwarteten Freisetzungen anhand der korrekten Kenntnis des Behälters und seines Inhalts</p>
3., 3,75 h	ODL-Messungen → Behälter ist beschädigt				Tool zur Rückrechnung von ODL-Messung auf bislang erfolgte Gesamtfreisetzung	
4., 4,75 h	Aktualisierte Wetterdaten und ODL-Daten					

Bericht Nr, Zeit seit Ereigniseintritt	Informationen zu potenziellen und eingetretenen Freisetzungen			Nutzbare Tools zur Freisetzungsberechnung		Mögliche Aussagen zu Freisetzungen (qualitativ, quantitativ)
	Vorhanden	Erforderlich, Beschaffung möglich	Erforderlich, aber nicht beschaffbar (Annahmen erforderlich)	Vorhanden (ggf. anzupassen)	Benötigt	
5., 6 h	Aktualisierte Wetterdaten und ODL-Daten					
6., 7,75 h	Aktualisierte Wetterdaten und ODL-Daten					
7., 9 h	Aktualisierte Wetterdaten und ODL-Daten  Feuer verkleinert sich		Annahme zur Abnahme der Brandtemperatur			
8., 10,5 h	Aktualisierte Wetterdaten und ODL-Daten, Stabilisierung der ODL-Daten  Feuer erloschen		Temperaturannahmen ändern			
9., 12,25 h	Aktualisierte Wetterdaten und ODL-Daten und Oberflächenkontaminationen  ODL-Daten stabil  Keine radioaktiven Freisetzungen mehr ( $T_{\text{Fass}} < T_{\text{Siedepunkt}}$ )					

### **5.1.2.3 Szenario 7 „Transportunfall“ aus Transportstudie Konrad 2009 und der „Überprüfung des unfallbedingten Freisetzungsverhaltens bei der Beförderung radioaktiver Stoffe“**

Die GRS erarbeitete eine Studie, die die Sicherheit der Abfalltransporte zum Endlager Konrad bewerten sollte. Dabei wurden diverse Transportszenarien behandelt /GRS 10/. Die Ergebnisse wurde 2017 nochmals überprüft in /GRS 17/.

#### **GP 1: Position des radioaktiven Materials**

Wie in Transportszenarien üblich befindet sich radioaktives Material im *öffentlichen Raum*. Die Orte sind Strecken des Schienennetzes (bei Transport per Bahn) oder Straßen (bei Transporten per LKW), vorrangig außerörtliche Verkehrswege wie Bundesstraßen und Bundesautobahnen, und werden ansonsten nicht näher spezifiziert.

*Anmerkung: Der im Juni 2017 erstmalig durchgeführte Transport über Wasserstraßen und Transporte mittels Hochseeschiff oder Flugzeugen werden in der Transportstudie nicht berücksichtigt, da sie für das Endlager Konrad nicht vorgesehen waren bzw. aktuell sind.*

#### **GP 2: Kenntnis über die Menge des Gesamtinventars an radioaktivem Material**

Der Variationsbereich der mittleren Aktivität pro Transporteinheit für Referenzabfälle zeigt einen Variationsbereich von etwa acht Größenordnungen. Dabei beinhalten die Transporteinheiten mehrheitlich radioaktive Abfälle mit mittleren Aktivitäten zwischen  $1 \cdot 10^9$  Bq und  $1 \cdot 10^{13}$  Bq je Transporteinheit. Für zahlreiche Referenzabfälle liegen detailliertere Informationen zur Häufigkeitsverteilung des Aktivitätsinventars der Abfallgebinde vor. Die wesentlichen Radionuklide, die aufgrund ihrer Aktivitätsmenge oder aus radiologischen Gesichtspunkten wichtig sind, sind H-3, C-14, Fe-55, Co-60, Ni-63, Sr-90, Cs-137, Eu-154, Pu-238, Pu-239, Pu-241 und Am-241. Die zulässige maximale Gesamtaktivität je Transporteinheit hängt vom Grenzwert der zulässigen Ortsdosisleistung für die Annahme in Konrad (0,1 mSv/h in 2 m Abstand von Containern bzw. 0,1 mSv/h in 1 m Abstand bei zylindrischen Abfallgebinden und einer mittleren Oberflächenortsdosisleistung von 2 mSv/h ohne dabei lokal den Wert von 10 mSv/h zu überschreiten) und nuklidspezifischen Aktivitätsgrenzwerten ab.

Im Schienenverkehr (für Deutschland) gilt:

Aufgrund beschränkter ablieferseitigen Abfertigungskapazität (beispielsweise aufgrund begrenzter Übergabegleislängen) ist davon auszugehen, dass die im Rahmen eines Abrufvorgangs und Anliefertermins von einem Ablieferungspflichtigen abgegebenen Abfälle mehrheitlich in Form von kleineren Wagenverbänden mit höchstens etwa 4 - 5 Eisenbahnwagen versandt werden. Die Anzahl der mittels einer einzelnen Zugfahrt anlieferbaren Eisenbahnwagen ist aufgrund der verkehrstechnischen Gegebenheiten im Allgemeinen auf etwa sechs bis acht Eisenbahnwagen begrenzt. Ein Eisenbahnwagen ist typischerweise mit 2 Frachtcontainern bzw. 2 Transporteinheiten beladen. Damit sind *maximal 16 Transporteinheiten pro Zugfahrt* möglich.

Für den Straßenverkehr gilt:

Je nach Behältergewicht und Ladekapazität der eingesetzten Straßentransportfahrzeuge werden entweder eine oder zwei Transporteinheiten auf einem Sattelzug befördert.

**Tab. 5.8** Anzahl von Transporteinheiten pro LKW in Abhängigkeit vom Behältertyp

Nr.	Bezeichnung	Transporteinheit pro LKW
1	Betonbehälter Typ I	2
2	Betonbehälter Typ II	2
3	Gussbehälter Typ I	1
4	Gussbehälter Typ II	1
5	Gussbehälter Typ III	1
6	Container Typ I	2
7	Container Typ II	2
8	Container Typ III	2
9	Container Typ IV	1
10	Container Typ V	1
11	Container Typ VI	2

### GP 3: Barrieren und Rückhalteeffekte

Es sind verschiedene Barrieren und Rückhalteeffekte anzunehmen:

**Tab. 5.9** Qualitätsmerkmale und Beispiele für Abfallproduktgruppen

	Qualitätsmerkmal	Beispiel
APG-01	Erfüllt die Grundanforderungen nach /KUG 17/	Bitumen- und Kunststoffprodukte
APG-02	Gewährleistet zusätzlich zu den Grundanforderungen, dass brennbare Abfallstoffe mit einem Schmelzpunkt kleiner 300 °C - so verarbeitet sind, dass sie nicht aus dem Abfallprodukt austreten, wenn sie bei thermischer Belastung flüssig werden oder - einen Anteil von nicht mehr als 1 % an der Aktivität im betreffenden Abfallprodukt aufweisen	Feststoffe
APG-03	Neben der Grundanforderung besteht der Abfall nur aus Metall bzw. aus Werkstoffen von Einbauteilen eines Reaktorkerns mit Ausnahme von Graphit.	metallische Feststoffe
APG-04	Neben der Grundanforderung ist der Abfall mit einem Pressdruck von mindestens 30 MPa formstabil	Presslinge
APG-05	Neben der Grundanforderung ist der radioaktive Abfall in Zementstein oder Beton fixiert. Die Fixierung muss so ausgeführt sein, dass - bei eingebundenen oder verfestigten radioaktiven Abfällen (z. B. Aschen, Pulvern oder wässrigen Konzentraten) die Aktivität gleichmäßig und vollständig im Zementstein oder Beton verteilt ist, - bei vergossenen radioaktiven Abfällen (z. B. Schrott) die Aktivität - soweit technisch und aufgrund der Beschaffenheit des Abfalls sinnvoll machbar - möglichst gleichmäßig im Abfallprodukt verteilt ist, und - die Druckfestigkeit des Abfallproduktes mindestens 10 N/mm <sup>2</sup> beträgt.	zementierte/ betonierte Abfälle
APG-06	Neben der Grundanforderung besteht das Abfallprodukt aus einem festen Körper mit einer Druckfestigkeit von mindestens 10 N/mm <sup>2</sup> und ist nicht brennbar.	Konzentrate

*Chemische und physikalische Eigenschaften:* Abfälle werden sechs Abfallproduktgruppen (APG) zugeordnet, die sich in Bezug auf das Freisetzungsverhalten bei Störfällen und Unfällen unterscheiden. Dabei gelten bestimmte Grundanforderungen, die in /KUG 17/ aufgeführt werden. Ein wesentlicher Punkt ist, dass die Abfälle in fester Form vorliegen. Des Weiteren werden als Grundanforderung unter anderem angesehen, dass die Abfallprodukte nicht faulen oder gären dürfen, keine Flüssigkeiten oder Gase

enthalten sein dürfen oder die Inhalte nicht selbstentzündlich oder explosiv sind sowie die Menge an spaltbaren Stoffen begrenzt ist.

*Transportverpackung:* Alle Abfallbehälter/ Verpackungen müssen allgemeinen Grundanforderungen genügen. Diese betreffen die Außenmaße und das Bruttovolumen, Vorgaben zur Dichtheit, Integrität und zum Korrosionsschutz sowie zum Widerstand gegenüber Schadenfeuer. Die Abfallbehälter bestehen je nach Typ aus armierten Normal- oder Schwerbeton (Betonbehälter (zylindrisch), Betoncontainer (quaderförmig)), aus Gusswerkstoff wie Gusseisen mit Kugelgraphit (Gussbehälter (zylindrisch), Gusscontainer (quaderförmig)) oder aus Stahlblech (Stahlblechcontainer (quaderförmig)). Die Vorgaben an die Größen der Verpackungen sind in Tab. 5.10 angegeben.

**Tab. 5.10** Behältergrundtypen für die Verpackung von radioaktiven Abfällen mit vernachlässigbarer Wärmeentwicklung (entnommen /KUG 17/)

Nr.	Bezeichnung	Länge/ Durchmesser [mm]	Breite [mm]	Höhe [mm]	Bruttovolumen [m <sup>3</sup> ]
1	Betonbehälter Typ I	Ø 1060	-	1370	1,2
2	Betonbehälter Typ II	Ø 1060	-	1510	1,3
2a	Betonbehälter Typ II ummantelt	Ø 1060		1510	1,3
3	Gussbehälter Typ I	Ø 900	-	1150	0,7
4	Gussbehälter Typ II	Ø 1060	-	1500	1,3
4a	Gussbehälter Typ II/KfK <sup>2</sup>	Ø 1060		1370	1,2
5	Gussbehälter Typ III	Ø 1000	-	1240	1,0
6	Container Typ I	1600	1700	1450	3,9
6a	Container Typ I/KfK	1600	1700	1400	3,8
7	Container Typ II	1600	1700	1700	4,6
8	Container Typ III	3000	1700	1700	8,7
9	Container Typ IV	3000	1700	1450	7,4
9a	Container Typ IV/KfK	3000	1700	1400	7,14
10	Container Typ V	3200	2000	1700	10,9
11	Container Typ VI	1600	2000	1700	5,4

---

<sup>2</sup> KfK Kernforschungszentrum Karlsruhe GmbH (umbenannt in: Forschungszentrum Karlsruhe GmbH, heute: Karlsruher Institut für Technologie)



**Tab. 5.11** Thermische Parameter der simulierten Materialien aus /PIE 84/

Material	Dichte [kg/m <sup>3</sup> ]	Wärmeleitfähigkeit [W/(mK)]	Spez. Wärmekapazität [J/(kgK)]	Temperaturleitfähigkeit [10 <sup>-6</sup> m <sup>2</sup> /s]
Normalbeton (5 % Wasseranteil)	2400	2,31	1090	0,879
Normalbeton (trocken)	2280	1,2	930	0,566
Schwerbeton (5 % Wasseranteil)	3500	1,4		0,4
Schwerbeton (trocken)	3300	0,8		0,29
Zementgestein (10 % und 20 % Wasseranteil)	2000	1,0		0,6
Zementstein (trocken)	1600-1800	0,5		0,25
Gusseisen	7200	42,0	494	11,8
Steinsalz (10 % Wasseranteil)	2080	3,66		1,74
Steinsalz (trocken)		4,0		2,14
Polystyrol	1050	0,14	1250	0,107
Blei (fest)	11340	35,3		23,8
Blei (flüssig)	10600	15,1		9,7

*Anmerkung: In /GRS 17/ wird eine detaillierte Einordnung der Parameter aus Tab. 5.11 vorgenommen. Sie sind hier als erste Abschätzung mit angegeben.*

Für das Endlager Konrad wurden Kombinationen aus Abfallbehältern mit APG, die sogenannten Abfallbindegruppen (AGG) zugelassen.

**Tab. 5.12** Definition der Abfallgebindegruppen nach /GRS 10/

AGG	Behältertyp	Abfallart	APG
1	Stahlblechcontainer	Brennbare, unfixierte Abfälle	1
2	Stahlblechcontainer oder Betonbehälter	Unfixierte und nicht kompaktierbare metallische und nicht metallische Abfälle (einschließlich Verdampferkonzentraten)	2, 6
3	Stahlblechcontainer oder Betonbehälter	Metallische Abfälle	3
4	Stahlblechcontainer oder Betonbehälter	Kompaktierte Abfälle	4
5	Stahlcontainer	Zementierte Abfälle	5
6	Betonbehälter	Brennbare, unfixierte Abfälle	1-4, 6
7	Betonbehälter	Zementfixierte Abfälle	5
8	Gussbehälter	Abfälle in Gussbehältern	1-5, 6

*Weitere Barrieren und Rückhalteeffekte:* Angaben zum Ort, wodurch zusätzliche Rückhalteeffekte berücksichtigt werden könnten, sind in der Transportstudie nicht vorgesehen. In vielen Fällen erfüllen die Abfallgebinde selbst nicht die Anforderungen für Versandstücke im Sinne des Gefahrgutrechtes, so dass für den Transport ins Endlager qualifizierte Zusatzverpackungen oder Container zum Einsatz kommen (z. B. 20'-Frachtcontainer mit einer Einstufung als IP-2-Versandstück). Diese Zusatzverpackungen können eine weitere Barriere darstellen oder einen Rückhalteeffekt bewirken.

#### **GP 4: Störung oder Aufhebung von Barrieren und Rückhalteeffekten**

Zur Störung oder Aufhebung von Barrieren und Rückhalteeffekte werden verschiedene mechanische und/ oder thermische Belastungen angenommen, die durch 9 Belastungsklassen (BK) definiert werden und in Tab. 5.13 aufgeführt werden.

**Tab. 5.13** Definitionsschema der neun Belastungsklassen (gemäß /GRS 17/)

Mechanische Beaufschlagung		Thermische Beaufschlagung		
Maximale Aufprallgeschwindigkeit [km/h]	Maximaler spezifischer mechanischer Energieeintrag [J/kg]	Ohne Brand	30 min/ 800 °C Brand	60 min/ 800 °C Brand
35	47,3	BK 1	BK 2	BK 3
80	246,9	BK 4	BK 5	BK 6
110	466,8	BK 7	BK 8	BK 9

*Mechanische Beaufschlagung:* Als Maß für die mechanische Belastung wurde die Fahrgeschwindigkeit des Abfalltransports angegeben, bei der sich der Transportunfall ereignete. Zur Bestimmung von Freisetzunganteilen wurde unterstellt, dass die betroffenen Abfallgebinde mit der Obergrenze des jeweiligen Geschwindigkeitsintervalls einer Belastungsklasse auf ein hartes, unnachgiebiges Hindernis prallen. Für den Geschwindigkeitsbereich > 80 km/h wurde dabei eine Geschwindigkeit von 110 km/h angesetzt. Dies führt zu einer teilweise erheblichen Überschätzung der Unfallgeschwindigkeit bei Ereignissen. Eine Verringerung der Geschwindigkeit des Transportgutes vor dem Aufprall wird dabei nicht berücksichtigt. Zudem sind unnachgiebige Hindernisse in realen Unfallsituationen nur in Ausnahmefällen annähernd gegeben. Eine Dämpfung der mechanischen Einwirkung wurde ebenfalls vernachlässigt.

*Thermische Beaufschlagung:* Als konservative Annahmen bei den Aufheizrechnungen zur thermischen Beaufschlagung wurden konservative Wärmeübertragungsparameter wie Einstrahlzahlen, Emissionskoeffizienten und Wärmeübergangskoeffizienten gewählt sowie abschirmende Strukturen und Gegenmaßnahmen wie die Brandbekämpfung und damit verbundene Kühlung vernachlässigt.

*Anmerkung:* Bei Betonbehältern und Betonfüllungen können durch Feuchte im Material infolge thermischer Beaufschlagung Abplatzungen auftreten, die zu einer Reduzierung der Isolierdicke des Betons führen. Dies wurde jedoch nicht betrachtet.

## GP 5: Expositionspfade

Relevante Expositionspfade bei einem Transportereignis sind die Exposition durch Direktstrahlung (Wolkenstrahlung, Bruchstücke) und Inhalation von freierwerdenden Aerosolen und Gasen. Basierend auf den AGG und den BK können Freisetzunganteile abgeschätzt werden.

**Tab. 5.14** Freisetzunganteil der AGG 1 aus /GRS 17/

BK	H-3		C-14	
	0-10 µm	10 µm-100 µm	0-10 µm	10 µm-100 µm
1	5,0E-06	1,0E-05	5,0E-06	1,0E-05
2	1	0	1	0
3	1	0	1	0
4	5,0E-05	1,0E-04	5,0E-05	1,0E-04
5	1	0	1	0
6	1	0	1	0
7	3,0E-04	6,0E-04	3,0E-04	6,0E-04
8	1	0	1	0
9	1	0	1	0
BK	Halogene		Sonstige Aerosole	
	0-10 µm	10 µm-100 µm	0-10 µm	10 µm-100 µm
1	5,0E-06	1,0E-05	5,0E-06	1,0E-05
2	1	0	0,1	1,0E-05
3	1	0	0,1	1,0E-05
4	5,0E-05	1,0E-04	5,0E-05	1,0E-04
5	1	0	0,1	1,0E-04
6	1	0	0,1	1,0E-04
7	3,0E-04	6,0E-04	3,0E-04	6,0E-04
8	1	0	0,1	6,0E-04
9	1	0	0,1	6,0E-04

**Tab. 5.15** Freisetzunganteil der AGG 2 aus /GRS 17/

BK	H-3		C-14	
	0-10 µm	10 µm-100 µm	0-10 µm	10 µm-100 µm
1	5,0E-06	1,0E-05	5,0E-06	1,0E-05
2	1	0	1	0
3	1	0	1	0
4	5,0E-05	1,0E-04	5,0E-05	1,0E-04
5	1	0	1	0
6	1	0	1	0
7	3,0E-04	6,0E-04	3,0E-04	6,0E-04
8	1	0	1	0
9	1	0	1	0
BK	Halogene		Sonstige Aerosole	
	0-10 µm	10 µm-100 µm	0-10 µm	10 µm-100 µm
1	5,0E-06	1,0E-05	5,0E-06	1,0E-05
2	1	0	1,2E-03	1,0E-05
3	1	0	5,0E-03	1,0E-05
4	5,0E-05	1,0E-04	5,0E-05	1,0E-04
5	1	0	5,0E-03	1,0E-04
6	1	0	5,0E-03	1,0E-04
7	3,0E-04	6,0E-04	3,0E-04	6,0E-04
8	1	0	5,0E-03	6,0E-04
9	1	0	5,0E-03	6,0E-04

**Tab. 5.16** Freisetzunganteil der AGG 3 aus /GRS 17/

BK	H-3		C-14	
	0-10 µm	10 µm-100 µm	0-10 µm	10 µm-100 µm
1	5,0E-08	1,0E-07	5,0E-08	1,0E-07
2	1	0	1	0
3	1	0	1	0
4	5,0E-07	1,0E-06	5,0E-07	1,0E-06
5	1	0	1	0
6	1	0	1	0
7	3,0E-06	6,0E-06	3,0E-06	6,0E-06
8	1	0	1	0
9	1	0	1	0
BK	Halogene		Sonstige Aerosole	
	0-10 µm	10 µm-100 µm	0-10 µm	10 µm-100 µm
1	5,0E-08	1,0E-07	5,0E-08	1,0E-07
2	1	0	2,0E-04	1,0E-07
3	1	0	4,0E-03	1,0E-07
4	5,0E-07	1,0E-06	5,0E-07	1,0E-06
5	1	0	2,0E-04	1,0E-06
6	1	0	4,0E-03	1,0E-06
7	3,0E-06	6,0E-06	3,0E-06	6,0E-06
8	1	0	2,0E-04	6,0E-06
9	1	0	4,0E-03	6,0E-06

**Tab. 5.17** Freisetzunganteil der AGG 4 aus /GRS 17/

BK	H-3		C-14	
	0-10 µm	10 µm-100 µm	0-10 µm	10 µm-100 µm
1	5,0E-08	1,0E-07	5,0E-08	1,0E-07
2	1	0	1	0
3	1	0	1	0
4	5,0E-07	1,0E-06	5,0E-07	1,0E-06
5	1	0	1	0
6	1	0	1	0
7	3,0E-06	6,0E-06	3,0E-06	6,0E-06
8	1	0	1	0
9	1	0	1	0
BK	Halogene		Sonstige Aerosole	
	0-10 µm	10 µm-100 µm	0-10 µm	10 µm-100 µm
1	5,0E-08	1,0E-07	5,0E-08	1,0E-07
2	1	0	4,0E-04	1,0E-07
3	1	0	1,6E-03	1,0E-07
4	5,0E-07	1,0E-06	5,0E-07	1,0E-06
5	1	0	4,0E-04	1,0E-06
6	1	0	1,6E-03	1,0E-06
7	3,0E-06	6,0E-06	3,0E-06	6,0E-06
8	1	0	4,0E-04	6,0E-06
9	1	0	1,6E-03	6,0E-06

**Tab. 5.18** Freisetzungsanteil der AGG 5 aus /GRS 17/

BK	H-3		C-14	
	0-10 µm	10 µm-100 µm	0-10 µm	10 µm-100 µm
1	3,0E-08	2,7E-07	3,0E-08	2,7E-07
2	6,0E-02	2,7E-07	2,6E-04	2,7E-07
3	5,0E-01	2,7E-07	5,0E-04	2,7E-07
4	4,0E-07	3,6E-06	4,0E-07	3,6E-06
5	5,0E-01	3,6E-06	2,8E-03	3,6E-06
6	5,0E-01	3,6E-06	2,8E-03	3,6E-06
7	3,0E-06	2,7E-05	3,0E-06	2,7E-05
8	5,0E-01	2,7E-05	2,8E-03	2,7E-05
9	5,0E-01	2,7E-05	2,8E-03	2,7E-05
BK	Halogene		Sonstige Aerosole	
	0-10 µm	10 µm-100 µm	0-10 µm	10 µm-100 µm
1	3,0E-08	2,7E-07	3,0E-08	2,7E-07
2	0,5	2,7E-07	2,6E-04	2,7E-07
3	1	0	5,0E-04	2,7E-07
4	4,0E-07	3,6E-06	4,0E-07	3,6E-06
5	1	0	2,8E-03	3,6E-06
6	1	0	2,8E-03	3,6E-06
7	3,0E-06	2,7E-05	3,0E-06	2,7E-05
8	1	0	2,8E-03	2,7E-05
9	1	0	2,8E-03	2,7E-05



**Tab. 5.19** Freisetzunganteil der AGG 6 aus /GRS 17/

BK	H-3		C-14	
	0-10 µm	10 µm-100 µm	0-10 µm	10 µm-100 µm
1	0	0	0	0
2	0	0	0	0
3	0	0	0,5	0
4	2,5E-05	5,0E-05	2,5E-05	5,0E-05
5	1	0	1	0
6	1	0	1	0
7	1,5E-04	3,0E-04	1,5E-04	3,0E-04
8	1	0	1	0
9	1	0	1	0
BK	Halogene		Sonstige Aerosole	
	0-10 µm	10 µm-100 µm	0-10 µm	10 µm-100 µm
1	0	0	0	0
2	0	0	0	0
3	0,5	0	0	0
4	2,5E-05	5,0E-05	2,5E-05	5,0E-05
5	1	0	0,1	5,0E-05
6	1	0	0,1	5,0E-05
7	1,5E-04	3,0E-04	1,5E-04	3,0E-04
8	1	0	0,1	3,0E-04
9	1	0	0,1	3,0E-04

**Tab. 5.20** Freisetzunganteil der AGG 7 aus /GRS 17/

BK	H-3		C-14	
	0-10 µm	10 µm-100 µm	0-10 µm	10 µm-100 µm
1	0	0	0	0
2	0	0	0	0
3	0	0	0	0
4	2,0E-07	1,8E-06	2,0E-07	1,8E-06
5	2,5E-01	1,8E-06	1,4E-03	1,8E-06
6	2,5E-01	1,8E-06	1,4E-03	1,8E-06
7	1,5E-06	1,4E-05	1,5E-06	1,4E-05
8	2,5E-01	1,4E-05	1,4E-03	1,4E-05
9	2,5E-01	1,4E-05	1,4E-03	1,4E-05
BK	Halogene		Sonstige Aerosole	
	0-10 µm	10 µm-100 µm	0-10 µm	10 µm-100 µm
1	0	0	0	0
2	0	0	0	0
3	5,0E-01	0	0	0
4	2,0E-07	1,8E-06	2,0E-07	1,8E-06
5	5,0E-01	1,8E-06	1,4E-03	1,8E-06
6	5,0E-01	1,8E-06	1,4E-03	1,8E-06
7	1,5E-06	1,4E-05	1,5E-06	1,4E-05
8	5,0E-01	1,4E-05	1,4E-03	1,4E-05
9	5,0E-01	1,4E-05	1,4E-03	1,4E-05

**Tab. 5.21** Freisetzungsanteil der AGG 8 aus /GRS 17/

BK	H-3		C-14	
	0-10 µm	10 µm-100 µm	0-10 µm	10 µm-100 µm
1	0	0	0	0
2	7,3E-07	0	1,6E-04	0
3	4,0E-03	0	6,0E-03	0
4	0	0	0	0
5	7,3E-07	0	1,6E-04	0
6	4,0E-03	0	6,0E-03	0
7	3,0E-08	0	3,0E-08	0
8	6,0E-02	0	0,5	0
9	0,5	0	1	0
BK	Halogene		Sonstige Aerosole	
	0-10 µm	10 µm-100 µm	0-10 µm	10 µm-100 µm
1	0	0	0	0
2	1,6E-04	0	1,1E-07	0
3	4,0E-02	0	2,0E-05	0
4	0	0	0	0
5	1,6E-04	0	1,1E-07	0
6	4,0E-02	0	2,0E-05	0
7	3,0E-08	0	3,0E-08	0
8	0,5	0	2,6E-04	0
9	1	0	4,0E-03	0

**GP 6: Zeitpunkt der Kenntnis der Informationen**

In diesem Szenario wurden keine zeitlichen Abläufe für bereitgestellte Informationen ausgearbeitet. Die Rechenvorschriften und Grundlagen für die Berechnungen der Freisetzungsteile sind vorhanden und werden prinzipiell auch im Tool „Freisetzungsszenario\_Tunnelbrand\_Gussbehälter.xls“ verwendet. Anpassungen müssten in den Geometrien der Behälter und in den Annahmen zur Dichtigkeit berücksichtigt werden.

#### 5.1.2.4 Szenario 8 „Herrenlose Quelle“

Hochradioaktive Strahlenquellen (HRQ) werden in Deutschland in einem zentralen Register erfasst, wodurch sichergestellt wird, dass zuständige Genehmigungs-, Aufsichts- sowie Sicherheitsbehörden jederzeit Informationen über Art, Aktivität, Besitzherrschaft sowie Standort aller in Deutschland befindlichen HRQ erhalten können.

Das Register für hochradioaktive Strahlenquellen (HRQ- Register) wird vom BfS betrieben. In diesem Register werden alle Strahlenquellen, die in Deutschland in den Verkehr gebracht wurden und deren Aktivität den durch die Strahlenschutzverordnung festgelegten, nuklidspezifischen Grenzwert überschreitet<sup>3</sup>, zentral erfasst. Darüber hinaus müssen dem Register auch alle gefundenen oder verloren gegangenen HRQ unverzüglich gemeldet werden. Inhalt und Struktur der zu erfassenden Daten sind durch die Richtlinie 2003/122/EURATOM innerhalb der EU einheitlich festgelegt.

In Deutschland existiert für HRQ ein breites Anwendungsfeld. Während derartige Quellen in der Medizin überwiegend in der Strahlentherapie eingesetzt werden (z. B. Cs-137-Strahler in Afterloading-Geräten), verwendet die Industrie sie häufig für die zerstörungsfreie Werkstoffprüfung (z. B. Gammadiagnostik für Schweißnahtprüfungen an Rohrleitungen mit Ir-192 oder Se-75). Andere Einsatzbereiche liegen in der Forschung, wo beispielsweise Co-60 für die Erzeugung von Gammastrahlungsfeldern und Cf-252 für die Erzeugung von Neutronenstrahlungsfeldern verwendet wird.

---

<sup>3</sup> Aktivität größerer Werte gemäß Anlage 4, Tabelle 1, Spalte 4, StrlSchV. Dieser Wert beträgt für die häufig verwendeten Nuklide Ir-192 und Co-60 z. B. 80 GBq bzw. 30 GBq.

Ende 2015 waren im Register für hochradioaktive Strahlenquellen insgesamt 684 (2010: 590) Genehmigungsinhaber mit ihren Stammdaten aufgenommen. 73 (2010: 49) Bundes- und Landesbehörden hatten Zugang zum HRQ-Register. Zu 40000 (2010: 20100) registrierten Strahlenquellen wurden 153000 Meldungen bis Ende des Jahres 2015 (2010: 63000) über deren Erhalt, Abgabe und Kontrolle in das HRQ-Register aufgenommen. Von diesen registrierten Strahlenquellen waren nur knapp 30% als „hochradioaktive Strahlenquellen“ in Nutzung, da ein Großteil der Quellen sich entweder nicht mehr im Geltungsbereich der deutschen Strahlenschutzverordnung befand oder aufgrund des radioaktiven Zerfalls (insbes. Nuklide mit einer geringen Halbwertszeit wie Ir-192 oder Se-75) wieder eine Aktivität unterhalb des HRQ-Grenzwertes aufwies (/BMU 16/, /BMU 12/).

## **5.2 Entwicklung eines Analysetools zur Abschätzung der Freisetzung**

### **5.2.1 Zielsetzung des Analysetools**

In einem Notfall können Bewertungen der radiologischen Lage nur auf Basis vorliegender Informationen erfolgen. Das Analysetool soll dazu dienen durch entsprechende Abfragen vorliegende Informationen strukturiert zu analysieren und die sich aus den Informationen ergebenden Aussagen darzustellen. Diese Aussagen haben dann Einfluss auf die Abschätzungen für Freisetzungen.

### **5.2.2 Beschreibung von Freisetzungen**

Die für Beschreibung der Freisetzungen relevanten Angaben sind:

- die Zeitparameter der Freisetzung:
  - der Freisetzungsbeginn  $t_0$ ,
  - die Freisetzungsdauer  $\Delta\tau_0 = t_{E0} - t_0$
  - mit dem Freisetzungsende  $t_{E0}$  und
- die nuklidspezifischen Freisetzungsmengen  $\vec{N}_0(t, \text{Nuklid})$ .

Diese Angaben werden im weiteren als Freisetzungparameter bezeichnet.

## Zeitparameter der Freisetzung

Die Zeitparameter könne in Bezug zu dem Beobachtungs- bzw. Bewertungszeitpunkt  $t_B$  gesetzt werden, um z. B. die Notfallphase zu bestimmen. In Tab. 5.22 wird dargestellt, welche Aussagen hinsichtlich des Beginns der Freisetzung existieren können. Dabei wird ein Qualitätsindex in Form einer Sternebewertung eingefügt. Je mehr ausgefüllte Sterne eine Aussage hat, desto hilfreicher diese bei der Bewertung der Lage. Die Aussage, dass man keine Angaben hat, wäre demnach mit vier leeren Sternen versehen. Bei der Analyse wird man immer versuchen, die Qualität der Aussage zu verbessern, demnach zu Aussagen mit höherem Qualitätsindex zu kommen. Dabei verdrängt die Aussage mit dem höheren Qualitätsindex innerhalb einer Gruppe die Aussage mit dem niedrigeren Qualitätsindex. Die Gruppeneinteilung gibt dabei an, ob es sich bei der Aussage um eine Aussage handelt, die eine Tatsache beschreibt (Ist-Zustand) oder ob es sich bei der Aussage „nur“ um einen prognostischen Wert handelt.

**Tab. 5.22** Aussagen zum Freisetzungsbeginn

Gruppe	Aussage	Formeldarstellung	Mögliche Phasen	Qualitätsindex der Aussage
unbekannt	Es gibt keine Aussagen über einen Freisetzungsbeginn	?		☆☆☆☆
Ist-Zustand und Prognose	Es gibt keinen Freisetzungsbeginn.	$t_0 \in \emptyset$	Notfallende	★★★★
Prognose	Die Freisetzung wird (irgendwann) eintreten	$t_B < t_0$	Bedrohungsphase	★☆☆☆
	Die Freisetzung wird bis [Wert1] eintreten	$t_B < t_0 < \text{Wert1}$	Bedrohungsphase	★★☆☆
	Die Freisetzung wird nicht vor [Wert1] eintreten	$t_B < \text{Wert1} < t_0$	Bedrohungsphase	★★☆☆
	Die Freisetzung wird zwischen [Wert1] und [Wert2] erwartet	$t_B < \text{Wert1} < t_0 < \text{Wert2}$	Bedrohungsphase	★★★☆☆
	Die Freisetzung steht unmittelbar bevor bzw. tritt gerade ein.	$t_B \approx t_0$	Bedrohungsphase oder Eskalationsphase	★★★★
	Die Freisetzung wird um [Wert1] eintreten	$t_B < t_0 = \text{Wert1}$	Bedrohungsphase	★★★★
Ist-Zustand	Die Freisetzung ist eingetreten	$t_0 < t_B$	Eskalationsphase oder Nachphase	★☆☆☆
	Die Freisetzung ist spätestens seit [Wert1] eingetreten	$t_0 < \text{Wert1} < t_B$	Eskalationsphase oder Nachphase	★★☆☆

Gruppe	Aussage	Formeldarstellung	Mögliche Phasen	Qualitätsindex der Aussage
	Die Freisetzung ist frühesten seit [Wert1] eingetreten	$\text{Wert1} < t_0 < t_B$	Eskalationsphase oder Nachphase	★★☆☆
	Die Freisetzung ist zwischen [Wert1] und [Wert2] eingetreten	$\text{Wert1} < t_0 < \text{Wert2} < t_B$	Eskalationsphase oder Nachphase	★★★☆☆
	Die Freisetzung ist um [Wert1] eingetreten	$t_0 = \text{Wert1} < t_B$	Eskalationsphase oder Nachphase	★★★★

In Tab. 5.23 wird dargestellt, welche Aussagen hinsichtlich des Freisetzungsendes existieren können. Auch hier werden Gruppen und Qualitätsindizes analog zu Tab. 5.22 aufgeführt.

**Tab. 5.23** Aussagen zum Freisetzungsende

Gruppe	Aussage	Formeldarstellung	Mögliche Phasen	Qualitätsindex der Aussage
Prognose	Die Freisetzung besteht fort	$t_B < t_{E0}$	Bedrohungs- oder Eskalationsphase	☆☆☆☆
	Die Freisetzung wird voraussichtlich vor [Wert1] enden	$t_B < t_{E0} < \text{Wert1}$	Bedrohungs- oder Eskalationsphase	★★☆☆
	Die Freisetzung wird zwischen [Wert1] und [Wert2] enden	$t_B < \text{Wert1} < t_{E0} < \text{Wert2}$	Bedrohungs- oder Eskalationsphase	★★★★☆
	Die Freisetzung wird voraussichtlich bis [Wert1] dauern	$t_B < t_{E0} \approx \text{Wert1}$	Bedrohungs- oder Eskalationsphase	★★★★☆
	Die Freisetzung wird um [Wert1] enden	$t_B < t_{E0} = \text{Wert1}$	Bedrohungs- oder Eskalationsphase	★★★★★
Ist-Zustand	Die Freisetzung ist beendet	$t_{E0} < t_B$	Nachphase	☆☆☆☆
	Die Freisetzung ist frühesten seit [Wert1] beendet	$\text{Wert1} < t_{E0} < t_B$	Nachphase	★★☆☆
	Die Freisetzung ist spätestens seit [Wert1] beendet	$t_{E0} < \text{Wert1} < t_B$	Nachphase	★★☆☆
	Das Freisetzungsende liegt zwischen [Wert1] und [Wert2]	$\text{Wert1} < t_{E0} < \text{Wert2} < t_B$	Nachphase	★★★★☆
	Die Freisetzung ist seit [Wert1] beendet	$t_{E0} = \text{Wert1} < t_B$	Nachphase	★★★★★



## Freisetzungsmengen

Die nächsten betrachteten Informationen sind die Angaben zu den freigesetzten radionuklidabhängigen Mengen  $\vec{N}_0(t, \text{Nuklid})$ . Dabei sei  $N_{0,i}(t)$  die Menge eines Nuklids des Nuklidvektors. Auch hier wird die Unterscheidung in Gruppen getroffen:

- ob man Aussagen zur aktuell bereits erfolgten Freisetzungsmenge  $\vec{N}_0(t_B, \text{Nuklid})$  zum Beobachtungszeitpunkt  $t_B$  macht, die direkt mit der Phase des Notfalls verknüpft sind (Ist-Zustand), oder
- ob man Aussagen über eine Prognose zur Freisetzungsmenge  $\vec{N}_0(t_B < t, \text{Nuklid})$  tätigt.

Dabei wird, um eine klare Definition zu haben, die radionuklidabhängigen Mengen  $\vec{N}_0(t, \text{Nuklid})$  als Summe der beiden Freisetzungsmengen verstanden.

**Tab. 5.24** Aussagen zur Freisetzungsmenge

Kennntnis über $N_{0,i}(t_B)$ (Ist-Zustand)	Kennntnis über $N_{0,i}(t_B < t)$ (Prognose)	Aussage über die Lage von $t_B$ zum Freisetzungsbeginn $t_0$	Phase	Aussage	Qualitätsindex der Aussage
?	?		Man kann keine Aussage zur Phase machen	Derzeit liegt keine Information über eine Freisetzung vor.	Ist-Zustand: ☆☆☆☆ Prognose: ☆☆☆☆
= 0	?	$t_0 \in \emptyset$ v $t_B < t_0$	Notfallende v Vorphase	Es hat keine Freisetzung stattgefunden. Es ist nicht klar, ob es zu einer Freisetzung kommt.	Ist-Zustand: ★★★★ Prognose: ☆☆☆☆
> 0	?	$t_0 < t_B < t_0 + \Delta\tau$ v $t_0 + \Delta\tau < t_B$	Eskalationsphase v Nachphase	Es findet eine Freisetzung statt. Es ist nicht bekannt, ob die Freisetzung beendet ist.	Ist-Zustand: ★☆☆☆ Prognose: ☆☆☆☆
= Wert	?	$t_0 < t_B < t_0 + \Delta\tau$ v $t_0 + \Delta\tau < t_B$	Eskalationsphase v Nachphase	Es fand eine Freisetzung statt. Die derzeitige Freisetzungsmenge beträgt „Wert“. Es ist nicht bekannt, ob die Freisetzung beendet ist.	Ist-Zustand: ★★★★ Prognose: ☆☆☆☆
> Wert	?	$t_0 < t_B < t_0 + \Delta\tau$ v $t_0 + \Delta\tau < t_B$	Eskalationsphase v Nachphase	Es findet eine Freisetzung statt. Die derzeitige Mindestfreisetzungsmenge beträgt „Wert“. Es ist nicht bekannt, ob die Freisetzung beendet ist.	Ist-Zustand: ★★☆☆ Prognose: ☆☆☆☆

Kennntnis über $N_{0,i}(t_B)$ (Ist-Zustand)	Kennntnis über $N_{0,i}(t_B < t)$ (Prognose)	Aussage über die Lage von $t_B$ zum Freisetzungsbeginn $t_0$	Phase	Aussage	Qualitätsindex der Aussage
$> \text{Wert}_1$ $\wedge$ $< \text{Wert}_2$	?	$t_0 < t_B < t_0 + \Delta\tau$ $\vee$ $t_0 + \Delta\tau < t_B$	Eskalationsphase $\vee$ Nachphase	Es findet eine Freisetzung statt. Die derzeitige Mindestfreisetzungsmenge beträgt „Wert <sub>1</sub> “. Die maximale Freisetzungsmenge beträgt „Wert <sub>2</sub> “. Es ist nicht bekannt, ob die Freisetzung beendet ist.	Ist-Zustand: ★★★★☆ Prognose: ☆☆☆☆
?	= 0	$t_0 \in \emptyset$ $\vee$ $t_0 + \Delta\tau < t_B$	Notfallende $\vee$ Nachphase	Es liegen keine Aussagen zu einer Freisetzung vor. Derzeit werden keine Freisetzen erwartet.	Ist-Zustand: ☆☆☆☆ Prognose: ★★★★
= 0	= 0	$t_0 \in \emptyset$	Notfallende	Es hat keine Freisetzung stattgefunden und es wird auch keine Freisetzung erwartet.	Ist-Zustand: ★★★★ Prognose: ★★★★
$> 0$	= 0	$t_0 + \Delta\tau < t_B$	Nachphase	Es fand eine Freisetzung statt, die abgeschlossen ist.	Ist-Zustand: ★☆☆☆ Prognose: ★★★★
= Wert	= 0	$t_0 + \Delta\tau < t_B$	Nachphase	Es fand eine Freisetzung der Größe „Wert“ statt.	Ist-Zustand: ★★★★ Prognose: ★★★★
$> \text{Wert}$	= 0	$t_0 + \Delta\tau < t_B$	Nachphase	Es fand eine Freisetzung von mehr als „Wert“ statt.	Ist-Zustand: ★★☆☆ Prognose: ★★★★
$> \text{Wert}_1$ $\wedge$ $< \text{Wert}_2$	= 0	$t_0 + \Delta\tau < t_B$	Nachphase	Es fand eine Freisetzung zwischen „Wert <sub>1</sub> “ und „Wert <sub>2</sub> “ statt.	Ist-Zustand: ★★★★☆ Prognose: ★★★★
?	$> 0$	$t_B < t_0$ $\vee$ $t_0 < t_B < t_0 + \Delta\tau$	Vorphase $\vee$ Eskalationsphase	Es ist unklar, ob es bisher eine Freisetzung gegeben hat. Weitere Freisetzen werden erwartet.	Ist-Zustand: ☆☆☆☆ Prognose: ★★☆☆

Kennntnis über $N_{0,i}(t_B)$ (Ist-Zustand)	Kennntnis über $N_{0,i}(t_B < t)$ (Prognose)	Aussage über die Lage von $t_B$ zum Freisetzungsbeginn $t_0$	Phase	Aussage	Qualitätsindex der Aussage
= 0	> 0	$t_B < t_0$	Vorphase	Bislang gab es keine Freisetzung. Eine Freisetzung wird erwartet.	Ist-Zustand: ★★★★★ Prognose: ★☆☆☆☆
> 0	> 0	$t_0 < t_B < t_0 + \Delta\tau$	Eskalationsphase	Es findet eine Freisetzung statt.	Ist-Zustand: ★☆☆☆☆ Prognose: ★☆☆☆☆
= Wert	> 0	$t_0 < t_B < t_0 + \Delta\tau$	Eskalationsphase	Es findet eine Freisetzung statt. Derzeit liegt die Freisetzung bei „Wert“. Eine Fortsetzung der Freisetzung wird erwartet	Ist-Zustand: ★★★★★ Prognose: ★☆☆☆☆
> Wert	> 0	$t_0 < t_B < t_0 + \Delta\tau$	Eskalationsphase	Es findet eine Freisetzung statt. Derzeit liegt die Freisetzung über „Wert“. Eine Fortsetzung der Freisetzung wird erwartet	Ist-Zustand: ★★☆☆☆ Prognose: ★☆☆☆☆
> Wert <sub>1</sub> ∧ < Wert <sub>2</sub>	> 0	$t_0 < t_B < t_0 + \Delta\tau$	Eskalationsphase	Es findet eine Freisetzung statt. Derzeit liegt die Freisetzung zwischen „Wert <sub>1</sub> “ und „Wert <sub>2</sub> “. Eine Fortsetzung der Freisetzung wird erwartet.	Ist-Zustand: ★★★★★ Prognose: ★☆☆☆☆
?	= Wert <sub>z</sub>	$t_B < t_0$ v $t_0 < t_B < t_0 + \Delta\tau$	Vorphase v Eskalationsphase	Es ist unklar, ob es bisher eine Freisetzung gegeben hat. Weitere Freisetzungen werden in der Höhe „Wert <sub>z</sub> “ erwartet.	Ist-Zustand: ☆☆☆☆☆ Prognose: ★★★★★
= 0	= Wert <sub>z</sub>	$t_B < t_0$	Vorphase	Bislang gab es keine Freisetzung. Eine Freisetzung in der Höhe „Wert <sub>z</sub> “ wird erwartet.	Ist-Zustand: ★★★★★ Prognose: ★★★★★

Kennntnis über $N_{0,i}(t_B)$ (Ist-Zustand)	Kennntnis über $N_{0,i}(t_B < t)$ (Prognose)	Aussage über die Lage von $t_B$ zum Freisetzungsbeginn $t_0$	Phase	Aussage	Qualitätsindex der Aussage
> 0	= Wert <sub>z</sub>	$t_0 < t_B < t_0 + \Delta\tau$	Eskalationsphase	Es findet eine Freisetzung statt. Die weitere Freisetzung wird in der Höhe „Wert <sub>z</sub> “ erwartet.	Ist-Zustand: ★☆☆☆ Prognose: ★★★★★
= Wert	= Wert <sub>z</sub>	$t_0 < t_B < t_0 + \Delta\tau$	Eskalationsphase	Es findet eine Freisetzung statt. Derzeit liegt die Freisetzung bei „Wert“. Eine Fortsetzung der Freisetzung wird in der Höhe „Wert <sub>z</sub> “ erwartet	Ist-Zustand: ★★★★★ Prognose: ★★★★★
> Wert	= Wert <sub>z</sub>	$t_0 < t_B < t_0 + \Delta\tau$	Eskalationsphase	Es findet eine Freisetzung statt. Derzeit liegt die Freisetzung über „Wert“. Eine Fortsetzung der Freisetzung wird in der Höhe „Wert <sub>z</sub> “ erwartet	Ist-Zustand: ★☆☆☆ Prognose: ★★★★★
> Wert <sub>1</sub> ∧ < Wert <sub>2</sub>	= Wert <sub>z</sub>	$t_0 < t_B < t_0 + \Delta\tau$	Eskalationsphase	Es findet eine Freisetzung statt. Derzeit liegt die Freisetzung zwischen „Wert <sub>1</sub> “ und „Wert <sub>2</sub> “. Eine Fortsetzung der Freisetzung wird in der Höhe „Wert <sub>z</sub> “ erwartet.	Ist-Zustand: ★★★★★ Prognose: ★★★★★
?	> Wert <sub>z</sub>	$t_B < t_0$ ∨ $t_0 < t_B < t_0 + \Delta\tau$	Vorphase ∨ Eskalationsphase	Es ist unklar, ob es bisher eine Freisetzung gegeben hat. Weitere Freisetzen werden höher als „Wert <sub>z</sub> “ erwartet.	Ist-Zustand: ☆☆☆☆ Prognose: ★★☆☆
= 0	> Wert <sub>z</sub>	$t_B < t_0$	Vorphase	Bislang gab es keine Freisetzung. Eine Freisetzung höher als „Wert <sub>z</sub> “ wird erwartet.	Ist-Zustand: ★★★★★ Prognose: ★★☆☆

Kennntnis über $N_{0,i}(t_B)$ (Ist-Zustand)	Kennntnis über $N_{0,i}(t_B < t)$ (Prognose)	Aussage über die Lage von $t_B$ zum Freisetzungsbeginn $t_0$	Phase	Aussage	Qualitätsindex der Aussage
> 0	> Wert <sub>z</sub>	$t_0 < t_B < t_0 + \Delta\tau$	Eskalationsphase	Es findet eine Freisetzung statt. Die weitere Freisetzung wird höher als „Wert <sub>z</sub> “ erwartet.	Ist-Zustand: ★☆☆☆ Prognose: ★★☆☆
= Wert	> Wert <sub>z</sub>	$t_0 < t_B < t_0 + \Delta\tau$	Eskalationsphase	Es findet eine Freisetzung statt. Derzeit liegt die Freisetzung bei „Wert“. Eine Fortsetzung der Freisetzung wird höher als „Wert <sub>z</sub> “ erwartet	Ist-Zustand: ★★★★★ Prognose: ★★☆☆
> Wert	> Wert <sub>z</sub>	$t_0 < t_B < t_0 + \Delta\tau$	Eskalationsphase	Es findet eine Freisetzung statt. Derzeit liegt die Freisetzung über „Wert“. Eine Fortsetzung der Freisetzung wird höher als „Wert <sub>z</sub> “ erwartet	Ist-Zustand: ★★☆☆☆ Prognose: ★★☆☆☆
> Wert <sub>1</sub> ∧ < Wert <sub>2</sub>	> Wert <sub>z</sub>	$t_0 < t_B < t_0 + \Delta\tau$	Eskalationsphase	Es findet eine Freisetzung statt. Derzeit liegt die Freisetzung zwischen „Wert <sub>1</sub> “ und „Wert <sub>2</sub> “. Eine Fortsetzung der Freisetzung wird höher als „Wert <sub>z</sub> “ erwartet.	Ist-Zustand: ★★★★★ Prognose: ★★☆☆☆
?	> Wert <sub>z1</sub> ∧ < Wert <sub>z2</sub>	$t_B < t_0$ ∨ $t_0 < t_B < t_0 + \Delta\tau$	Vorphase ∨ Eskalationsphase	Es ist unklar, ob es bisher eine Freisetzung gegeben hat. Weitere Freisetzen werden höher als „Wert <sub>z1</sub> “ aber niedriger als „Wert <sub>z2</sub> “ erwartet.	Ist-Zustand: ☆☆☆☆☆ Prognose: ★★★★★

Kennntnis über $N_{0,i}(t_B)$ (Ist-Zustand)	Kennntnis über $N_{0,i}(t_B < t)$ (Prognose)	Aussage über die Lage von $t_B$ zum Freisetzungsbeginn $t_0$	Phase	Aussage	Qualitätsindex der Aussage
= 0	> Wert <sub>z1</sub> ∧ < Wert <sub>z2</sub>	$t_B < t_0$	Vorphase	Bislang gab es keine Freisetzung. Eine Freisetzung höher als „Wert <sub>z1</sub> “ aber niedriger als „Wert <sub>z2</sub> “ wird erwartet.	Ist-Zustand: ★★★★★ Prognose: ★★★★★
> 0	> Wert <sub>z1</sub> ∧ < Wert <sub>z2</sub>	$t_0 < t_B < t_0 + \Delta\tau$	Eskalationsphase	Es findet eine Freisetzung statt. Die weitere Freisetzung wird höher als „Wert <sub>z1</sub> “ aber niedriger als „Wert <sub>z2</sub> “ erwartet.	Ist-Zustand: ★☆☆☆☆ Prognose: ★★★★★
= Wert	> Wert <sub>z1</sub> ∧ < Wert <sub>z2</sub>	$t_0 < t_B < t_0 + \Delta\tau$	Eskalationsphase	Es findet eine Freisetzung statt. Derzeit liegt die Freisetzung bei „Wert“. Eine Fortsetzung der Freisetzung wird höher als „Wert <sub>z1</sub> “ aber niedriger als „Wert <sub>z2</sub> “ erwartet	Ist-Zustand: ★★★★★ Prognose: ★★★★★
> Wert	> Wert <sub>z1</sub> ∧ < Wert <sub>z2</sub>	$t_0 < t_B < t_0 + \Delta\tau$	Eskalationsphase	Es findet eine Freisetzung statt. Derzeit liegt die Freisetzung über „Wert“. Eine Fortsetzung der Freisetzung wird höher als „Wert <sub>z1</sub> “ aber niedriger als „Wert <sub>z2</sub> “ erwartet	Ist-Zustand: ★★☆☆☆ Prognose: ★★★★★

Kenntnis über $N_{0,i}(t_B)$ (Ist-Zustand)	Kenntnis über $N_{0,i}(t_B < t)$ (Prognose)	Aussage über die Lage von $t_B$ zum Freisetzungsbeginn $t_0$	Phase	Aussage	Qualitätsindex der Aussage
$> \text{Wert}_1$ $\wedge$ $< \text{Wert}_2$	$> \text{Wert}_{z1}$ $\wedge$ $< \text{Wert}_{z2}$	$t_0 < t_B < t_0 + \Delta\tau$	Eskalationsphase	Es findet eine Freisetzung statt. Derzeit liegt die Freisetzung zwischen „Wert <sub>1</sub> “ und „Wert <sub>2</sub> “. Eine Fortsetzung der Freisetzung wird höher als „Wert <sub>z1</sub> “ aber niedriger als „Wert <sub>z2</sub> “ erwartet.	Ist-Zustand: ★★★★★ Prognose: ★★★★★

Die obigen Kenntnisse und Aussagen können nur auf Basis entsprechender Informationen getroffen werden.



### 5.2.3 Informationen in einem Notfall

Jedes Ereignis bzw. jeder Notfall kann durch Indikatoren beschrieben werden, anhand derer die mit dem Ereignis verknüpfte Situation in einem konkreten Unfallablauf beobachtbar ist und beschrieben werden kann. Diese Indikatoren wurden in /SOG 15b/ bereits definiert und sind mit den in Kapitel 5.1 aufgeführten verschiedenen GP verknüpft.

**Tab. 5.25** Identifizierte Indikatoren für Ereignisse der analysierten Abläufe „Kernkraftwerksunfall“ und „Transport- oder Handhabungsunfall“ aus /SOG 15b/

Nr.	Indikator	Nr.	Indikator
Ind01	Anlagenparameter im Störfallbereich	Ind21	Erhöhte Aktivitätskonzentration in der Luft
Ind02	Systeme kommen nicht auf Anforderung	Ind22	Kontamination Oberflächen, Boden, Gewässer, Nahrungsmittel etc.
Ind03	Anzeige Nichtverfügbarkeit von Redundanzen	Ind23	Gefahrgut Klasse 7 involviert
Ind04	RESA-Kontrollsignal	Ind24	Keine erhöhte ODL
Ind05	Merkmale von mechanischen, thermischen oder chemischen Einwirkungen von außen (EVA)	Ind25	Keine erhöhte Kontamination
Ind06	Anlagenkriterien Voralarm werden ausgelöst	Ind26	Behälter/Abschirmung/Umschließung intakt
Ind07	Druck RDB steigt/ist hoch/nimmt plötzlich ab	Ind27	Nähe zu Brandlasten, Zündquellen, Explosivstoffen
Ind08	Füllstand RDB zu niedrig/nimmt ab	Ind28	Keine ausreichende Sicherung gegen Absturz oder Folgeunfall
Ind09	Verfügbarkeit Notkühlsysteme nicht gegeben	Ind29	Behälter liegt im Wasser
Ind10	Überschreitung Anlagenkriterien Katastrophenalarm	Ind30	Behälter ist Korrosivstoffen ausgesetzt
Ind11	Kernaustrittstemperatur zu hoch	Ind31	Beaufschlagung durch Feuer oder Explosion
Ind12	Zeitdauer Kernfreilegung (Korrelation mit Schadenszustand)	Ind32	Gefahr durch instabile Strukturen in der Umgebung
Ind13	Hohe ODL im SB (Korrelation mit Schadenszustand)	Ind33	Erhöhte Kontamination Umgebung
Ind14	Druck im SB steigt an/ ist hoch/ nimmt plötzlich ab	Ind34	Überdruck im Behälter
Ind15	Aktivität SB-Atmosphäre hoch	Ind35	Beaufschlagung durch mechanische Einwirkung
Ind16	Erhöhte ODL Kaminfortluft	Ind36	Beaufschlagung durch chemische Reaktionen
Ind17	ODL Anlagengelände/nähere Umgebung erhöht	Ind37	stark radioaktive/aktivierte/kontaminierte Splitter/Bruchstücke
Ind18	Überschreitung Emissionskriterien Katastrophenalarm	Ind38	Erhöhte Aktivitätskonzentration in Wasserproben
Ind19	Nicht verwendet (Doppelung zu Ind18)	Ind39	Erhöhte Aktivitätskonzentration in Zu-, Um- oder Fortluft
Ind20	Erhöhte ODL Umgebung	Ind40	Keine erhöhte Aktivitätskonzentration in der Luft

Für die weitere Bearbeitung werden die Indikatoren in Indikatorgruppen unterteilt, die mit den GP aus Kapitel 5.1.1 verknüpft sind. Die Indikatorgruppen sind:

- a) Indikatoren der Stabilität von Barrieren und Rückhaltefunktionen (Verknüpfung mit GP 3),
- b) Indikatoren der Beaufschlagung (Verknüpfung mit GP 4),
- c) Indikatoren der Expositionspfade (Verknüpfung mit GP 5), die in der Regel durch Messungen (Dosimetrie) erfolgen.

Zur Visualisierung der Gruppenzugteilung werden die Indikatoren farblich hinterlegt, wobei

- Indikatorgruppe (a) Barrieren und Rückhaltefunktion in **Rot**,
- Indikatorgruppe (b) Beaufschlagung in **Blau** und
- Indikatorgruppe (c) Dosimetrie in **Violett** eingefärbt werden.

**Tab. 5.26** Farbliche Darstellung der Zuordnung der Indikatoren aus Tab. 5.25

Nr.	Indikator	Nr.	Indikator
Ind01	Anlagenparameter im Störfallbereich	Ind21	Erhöhte Aktivitätskonzentration in der Luft
Ind02	Systeme kommen nicht auf Anforderung	Ind22	Kontamination Oberflächen, Boden, Ge-wässer, Nahrungsmittel etc.
Ind03	Anzeige Nichtverfügbarkeit von Redundanzen	Ind23	Gefahrgut Klasse 7 involviert
Ind04	RESA-Kontrollsignal	Ind24	Keine erhöhte ODL
Ind05	Merkmale von mechanischen, thermischen oder chemischen Einwirkungen von außen (EVA)	Ind25	Keine erhöhte Kontamination
Ind06	Anlagenkriterien Voralarm werden ausgelöst	Ind26	Behälter/Abschirmung/Umschließung intakt
Ind07	Druck RDB steigt/ist hoch/nimmt plötzlich ab	Ind27	Nähe zu Brandlasten, Zündquellen, Explosivstoffen
Ind08	Füllstand RDB zu niedrig/nimmt ab	Ind28	Keine ausreichende Sicherung gegen Absturz oder Folgeunfall
Ind09	Verfügbarkeit Notkühlsysteme nicht gegeben	Ind29	Behälter liegt im Wasser
Ind10	Überschreitung Anlagenkriterien Katastrophenalarm	Ind30	Behälter ist Korrosivstoffen ausgesetzt
Ind11	Kernaustrittstemperatur zu hoch	Ind31	Beaufschlagung durch Feuer oder Explosion
Ind12	Zeitdauer Kernfreilegung (Korrelation mit Schadenszustand)	Ind32	Gefahr durch instabile Strukturen in der Umgebung
Ind13	Hohe ODL im SB (Korrelation mit Schadenszustand)	Ind33	Erhöhte Kontamination Umgebung
Ind14	Druck im SB steigt an/ist hoch/nimmt plötzlich ab	Ind34	Überdruck im Behälter
Ind15	Aktivität SB-Atmosphäre hoch	Ind35	Beaufschlagung durch mechanische Einwirkung
Ind16	Erhöhte ODL Kaminfortluft	Ind36	Beaufschlagung durch chemische Reaktionen
Ind17	ODL Anlagengelände/nähere Umgebung erhöht	Ind37	stark radioaktive/aktivierte/kontaminierte Splitter/Bruchstücke
Ind18	Überschreitung Emissionskriterien Katastrophenalarm	Ind38	Erhöhte Aktivitätskonzentration in Wasserproben
Ind19	Nicht verwendet (Doppelung zu Ind18)	Ind39	Erhöhte Aktivitätskonzentration in Zu-, Um- oder Fortluft
Ind20	Erhöhte ODL Umgebung	Ind40	Keine erhöhte Aktivitätskonzentration in der Luft

Jede dieser Indikatorgruppen kann einer bestimmten Fragestellung zugeordnet werden, die auch für die Entscheidung über Maßnahmen zur Vermeidung oder Verringerung von Expositionen durch ionisierende Strahlung relevant sind:

- Die Indikatorgruppe (c) kann zur Abklärung der Fragestellung ob es radiologische Befunde gibt, die nur mit Freisetzungen erklärt werden können, herangezogen werden.

Diese Fragestellung ist früh in einer Bewertung zu stellen, da Indikatoren, die auf erhöhte Dosis- oder Kontaminationswerte hindeuten zur Auslösung von sofortigen Maßnahmen zum Schutz von Einsatzkräften oder der Bevölkerung führen werden. Die Indikatorgruppe (c) bezieht sich in der Regel auf einen aktuellen Ist-Zustand, der durch den Zeitpunkt einer Messung (Beobachtungszeitpunkt  $t_B$ ) festgelegt ist.

- Die Indikatorgruppe (a) kann zur Abklärung der Fragestellung ob es Mechanismen gibt, die eine Freisetzung ermöglichen oder die Freisetzungsmenge erhöhen können, herangezogen werden.

Diese Fragestellung bezieht sich üblicherweise auf Prognosen zur Stabilität und Wirksamkeit von Barrieren und Rückhaltefunktionen.

- Die Indikatorgruppe (b) zielt auf die Fragestellung ab, welche Barrieren und Rückhaltefunktionen die Mechanismen der Ermöglichung oder Verstärkung von Freisetzungen noch verhindern (Ist-Zustand) und wann mit deren Versagen zu rechnen ist (Prognose).

Diese Aussagen spielen insbesondere bei der Planung von Maßnahmen zur Vermeidung oder Verringerung von Expositionen eine Rolle.

Die Indikatoren können dabei abhängig von den in Tab. 2.1 aufgeführten Referenzszenarien auftreten. Eine Darstellung der Möglichkeit des Auftretens der Indikatoren in Abhängigkeit vom Referenzszenario findet sich in Tab. 5.27.

**Tab. 5.27** Auftreten der Indikatoren in Abhängigkeit vom Referenzszenario

Nr.	Indikator	Referenzszenario							
		S1-S4	S5	S6	S7	S8	S9	S10	
Ind01	Anlagenparameter im Störfallbereich	x	x						
Ind02	Systeme kommen nicht auf Anforderung	x	x				x		
Ind03	Anzeige Nichtverfügbarkeit von Redundanzen	x	x						
Ind04	RESA-Kontrollsignal	x							
Ind05	Merkmale von mechanischen, thermischen oder chemischen Einwirkungen von außen (EVA)	x	x		x	x	x		

Nr.	Indikator	Referenzszenario							
		S1-S4	S5	S6	S7	S8	S9	S10	
Ind06	Anlagenkriterien Voralarm werden ausgelöst	x	x						
Ind07	Druck RDB steigt/ist hoch/nimmt plötzlich ab	x							
Ind08	Füllstand RDB zu niedrig/nimmt ab	x							
Ind09	Verfügbarkeit Notkühlsysteme nicht gegeben	x	x						
Ind10	Überschreitung Anlagenkriterien Katastrophenalarm	x	x						
Ind11	Kernaustrittstemperatur zu hoch	x	x						
Ind12	Zeitdauer Kernfreilegung (Korrelation mit Schadenszustand)	x	x						
Ind13	Hohe ODL im SB (Korrelation mit Schadenszustand)	x							
Ind14	Druck im SB steigt an/ist hoch/nimmt plötzlich ab	x							
Ind15	Aktivität SB-Atmosphäre hoch	x							
Ind16	Erhöhte ODL Kaminfortluft	x	x						
Ind17	ODL Anlagengelände/nähere Umgebung erhöht	x	x	x	x	x	x	x	
Ind18	Überschreitung Emissionskriterien Katastrophenalarm	x	x						
Ind19	Nicht verwendet (Doppelung zu Ind18)								
Ind20	Erhöhte ODL Umgebung	x	x	x	x	x	x	x	
Ind21	Erhöhte Aktivitätskonzentration in der Luft	x	x	x	x	x	x	x	
Ind22	Kontamination Oberflächen, Boden, Gewässer, Nahrungsmittel etc.	x	x	x	x	x	x	x	
Ind23	Gefahrgut Klasse 7 involviert				x				
Ind24	Keine erhöhte ODL	x	x	x	x	x	x	x	
Ind25	Keine erhöhte Kontamination	x	x	x	x	x	x	x	
Ind26	Behälter/Abschirmung/Umschließung intakt			x	x	x	x		
Ind27	Nähe zu Brandlasten, Zündquellen, Explosivstoffen			x	x	x	x		
Ind28	Keine ausreichende Sicherung gegen Absturz oder Folgeunfall			x	x	x			
Ind29	Behälter liegt im Wasser			x	x	x	x		
Ind30	Behälter ist Korrosivstoffen ausgesetzt			x	x	x			
Ind31	Beaufschlagung durch Feuer oder Explosion	x	x	x	x	x	x		
Ind32	Gefahr durch instabile Strukturen in der Umgebung	x	x	x	x	x			
Ind33	Erhöhte Kontamination Umgebung	x	x	x	x	x	x	x	
Ind34	Überdruck im Behälter			x	x	x			
Ind35	Beaufschlagung durch mechanische Einwirkung	x	x	x	x	x	x		

Nr.	Indikator	Referenzszenario							
		S1-S4	S5	S6	S7	S8	S9	S10	
Ind36	Beaufschlagung durch chemische Reaktionen	x	x	x	x	x	x		
Ind37	stark radioaktive/aktivierte/kontaminierte Splitter/Bruchstücke			x	x	x	x		
Ind38	Erhöhte Aktivitätskonzentration in Wasserproben	x	x	x	x	x		x	
Ind39	Erhöhte Aktivitätskonzentration in Zu-, Um- oder Fortluft	x	x			x			
Ind40	Keine erhöhte Aktivitätskonzentration in der Luft	x	x	x	x	x	x	x	

Neben den Indikatoren, die für die mit den GP 3-5 verbunden werden, gibt es noch die Position des radioaktiven Materials (GP 1) und das Gesamtinventars an radioaktivem Material (GP 2).

### Gesamtinventar (GP 2)

Das Gesamtinventar des an einem Ereignis beteiligten radioaktiven Material kann szenarienabhängig sehr unterschiedlich sein. Ist ein Ort einer Freisetzung (GP 1) bekannt und befindet sich dort eine kerntechnische Anlage, ist eine grobe Abschätzung der potenziellen Gesamtmenge an radioaktives Material als Ursprung einer Freisetzung häufig zumindest hinsichtlich des ungefähren Gefährdungspotenzials möglich.

Bei Kernkraftwerken (Szenarien 1 bis 4) sind die folgenden auf dem Gelände vorhandenen typische Risikobereiche potenzieller Ursprung einer Freisetzung:

- Frische, abgebrannte oder teilweise abgebrannte Brennelemente, die sich im Reaktor, in den Abklingbecken oder in der Lagerung befindlichen,
- Materialien zur Moderation wie Graphit oder Wasser, die direkten Kontakt haben bzw. in unmittelbarer Nähe während der nuklearen Kettenreaktion vorhanden sind und dadurch mit Aktivierungsprodukten oder Kontaminationen durch Spaltprodukte verunreinigt sein können, und
- Kühlmittel wie Wasser, Heliumgas (z. B. chinesischer High-temperature reactor HTR-10), Kohlenstoffdioxid (z. B. britische „Advanced Gas-cooled Reactor“) oder Natrium (z. B. russischer Brutreaktor BN-800), die ebenfalls mit Kontaminationen aus Spalt- und Aktivierungsprodukten der Reaktionen im Reaktor verunreinigt sein können und sich an bestimmten Auffangstellen wie Filtern oder in der Abfallbehandlung wiederfinden.

Für genauere Angaben, wo der potenzielle Ursprung einer Freisetzung auf dem Gelände liegt, sind die Betreiber zuständig.

Bei anderen kerntechnischen Anlagen (Szenario 5) wie Anlagen der Brennelementfertigung oder Forschungsreaktoren oder Einrichtungen, die hochradioaktive Quellen z. B. zur Sterilisation oder für die Vernetzung von Kunststoffen oder im medizinischen Bereich nutzen, ist in der Regel ebenfalls durch die Betreiber bekannt, welche Gesamtmengen an welchen Orten des Anlagengeländes vorhanden sind. Dabei ist jedoch genau wie bei den Szenarien 1 bis 4 zu bedenken, dass Informationen lückenhaft oder verspätet zur Verfügung gestellt werden können.

Gleiches gilt für Transportunfälle, bei denen die jeweiligen Absender und Transportunternehmen in der Regel Unterlagen mit genauen Angaben zur Zusammensetzung des transportierten Materials haben, diese aber womöglich nicht zeitnah zur Verfügung stehen. Transportunfälle (Szenario 7) können sich auf hochradioaktive Strahlenquellen, Brennelemente, Zwischenprodukte der Brennelementproduktion oder mittel- und schwachradioaktive Abfälle beziehen, wobei die Liste nicht vollständig ist. Fehlen genaue Angaben über die Fracht und kann der Ort nicht klar lokalisiert werden, erschwert dies die Aussagestärke zur Abschätzung einer Freisetzung und der möglichen Konsequenzen deutlich.

Szenario 9 ist hinsichtlich der Gesamtmenge des Materials davon abhängig, ob Erkenntnisse über die verwendete Nuklidbatterie bzw. den verwendeten Reaktor bekannt sind. Von einer Vielzahl von Satelliten liegen Angaben vor. Eine Aufstellung findet sich in /GRS 15/. Die für die Satelliten verantwortlichen Staaten sollten zudem Informationen bereitstellen können.

Die Szenarien 6 und 8 stellen die größten Probleme hinsichtlich der Abschätzungen der potenziellen Gesamtmenge an radioaktivem Material dar, da in beiden Fällen in der Regel keine Stelle Unterlagen zur Verfügung stellen könnte wie hoch die Gesamtmengen sind. In beiden Fällen kann man Abschätzungen über z. B. Register von hochradioaktiven Strahlenquellen vornehmen, um potenzielle Gesamtmengen abzuschätzen bzw. muss durch Rückrechnungen von Freisetzungen an Abschätzungen kommen, was dauert und die Prognose von Freisetzungsverläufen erschwert.

Das Gesamtinventar kann als absolute oberer Schranke der Freisetzungsmenge angesehen werden.  $\rightarrow \overline{N}_0(t, \text{Nuklid}) < \text{Gesamtinventar}$ , Qualitätsindex der Aussage: ★★☆☆

## Freisetzungsort (GP 1)

Der nächste betrachtete Parameter ist der Ursprungsort  $\vec{x}_0$  der Freisetzung, der eng mit der Kenntnis des Gesamtinventars verknüpft ist. Dieser Parameter kann mit einer gewissen Genauigkeit  $\Delta\vec{x}$  verbunden sein.

**Tab. 5.28** Aussagen zum Ursprungsort einer Freisetzung

Ursprungsort $\vec{x}_0$	Genauigkeit des Ortes $\Delta\vec{x}$	Phase	Aussage	Beispiel	Qualitätsindex der Aussage
?	?	Vor einer Freisetzung	Es kann keine Aussage über den Ort gemacht werden	Terroristische Gruppe, die einen Anschlag mit radioaktivem Material androht.	☆☆☆☆
?	✓	Vor einer Freisetzung	In einem Bereich von der Größe $ \Delta\vec{x} $ gibt es eine radioaktive Quelle, durch die es „zu einer Freisetzung kommen wird“/ „zu einer Freisetzung kommen kann“/ „zu der es unter der Bedingung xxx zu einer Freisetzung kommen wird“	Terroristische Gruppe, die einen Anschlag mit radioaktivem Material in einem bestimmten Land androht.	★☆☆☆
✓	✓	Vor der Freisetzung	Auf dem Gelände/Im Bereich/Im Raum des Standortes $\vec{x}_0 + \Delta\vec{x}$ „wird es“/“kann es“/“kann es unter der Bedingung xxx“ zu einer Freisetzung kommen	Unfall in einem Kernkraftwerk	★★★★
?	?	Die hier angedachte vorgegebene Aussage „Eskalationsphase“ kann nicht getroffen werden. Eine Unterscheidung zwischen Eskalationsphase und Nachphase wäre hierbei nicht möglich. Jede Aussage zur Freisetzung wäre immer mit einem Ort verbunden.		Diese Aussage existiert nicht und wird in dem später aufgeführten Fall aufgeführt, bei dem eine Phase nach der Vorphase angenommen wird.	
?	✓	Eskalationsphase	In einem Bereich von der Größe $ \Delta\vec{x} $ gibt es eine radioaktive Quelle, durch die es aktuell zu Freisetzung kommt.	Absturz eines Satelliten	★☆☆☆
✓	✓	Eskalationsphase	Auf dem Gelände/Im Bereich/Im Raum des Standortes $\vec{x}_0 + \Delta\vec{x}$ kommt es derzeit zu Freisetzungen von radioaktiven Stoffen	Kernkraftwerksunfall	★★★★
?	?	Nachphase	Es fand eine Freisetzung ausgehend von einem unbekanntem Ort statt.		☆☆☆☆



Ursprungs-ort $\vec{x}_0$	Genauigkeit des Ortes $\Delta\vec{x}$	Phase	Aussage	Beispiel	Qualitätsindex der Aussage
?	✓	Nachphase	In einem Bereich von der Größe $ \Delta\vec{x} $ gibt es irgendwo eine radioaktive Quelle, durch die es zu einer Freisetzung gekommen ist.	Messungen über IMIS	★☆☆☆
✓	✓	Nachphase	Auf dem Gelände/Im Bereich/Im Raum des Standortes $\vec{x}_0 + \Delta\vec{x}$ gab es eine Freisetzung von radioaktiven Stoffen	Terroristisch motivierter Akt	★★★★
?	?	unbekannte Phase	Es kann keine Aussage über den Ort einer (potenziellen) Freisetzung gemacht werden		☆☆☆☆
?	✓	unbekannte Phase	Es ist eine Freisetzung aus dem Bereich $\Delta\vec{x}$ zu befürchten	Nuklearangriff	★☆☆☆
✓	✓	unbekannte Phase	Es ist eine Freisetzung aus vom Ort $\vec{x}_0 + \Delta\vec{x}$ zu befürchten	Kernkraftwerkseignis	★★★★
?	?	Phase bei der unklar ist, ob die Freisetzung beendet ist	Es kann keine Aussage über den Ort der Freisetzung gemacht werden		☆☆☆☆
?	✓	Phase bei der unklar ist, ob die Freisetzung beendet ist	In einem Bereich von der Größe $ \Delta\vec{x} $ gibt es irgendwo eine radioaktive Quelle, durch die es zu Freisetzungen kommt bzw. gekommen ist.	Kernkraftwerksunfall	★☆☆☆
✓	✓	Phase bei der unklar ist, ob die Freisetzung beendet ist	Auf dem Gelände/Im Bereich/Im Raum des Standortes $\vec{x}_0 + \Delta\vec{x}$ gibt bzw. gab es eine Freisetzung radioaktiver Stoffe	Kernkraftwerksunfall	★★★★

## 5.2.4 Qualitative Verknüpfung von Indikatoren und Freisetzungsparametern

Wie im vorherigen Kapitel 5.2.3 erwähnt, können die Indikatoren und Freisetzungsparameter aus Kapitel 5.2.2 verknüpft werden.

**Tab. 5.29** Qualitative Verknüpfung von Indikatoren und Freisetzungsparametern

Nr.	Indikator	Qualitative Verknüpfung
Ind01	Anlagenparameter im Störfallbereich	beeinflusst $t_0$ , $t_{E0}$ , und $\vec{N}_0$ (Nuklid) in Abhängigkeit von anderen Barrieren und Rückhaltefunktionen
Ind02	Systeme kommen nicht auf Anforderung	beeinflusst $t_0$ , $t_{E0}$ , und $\vec{N}_0$ (Nuklid) in Abhängigkeit von anderen Barrieren und Rückhaltefunktionen
Ind03	Anzeige Nichtverfügbarkeit von Redundanzen	beeinflusst $t_0$ , $t_{E0}$ , und $\vec{N}_0$ (Nuklid) in Abhängigkeit von anderen Barrieren und Rückhaltefunktionen
Ind04	RESA-Kontrollsignal	beeinflusst $t_0$ , $t_{E0}$ , und $\vec{N}_0$ (Nuklid) in Abhängigkeit von anderen Barrieren und Rückhaltefunktionen
Ind05	Merkmale von mechanischen, thermischen oder chemischen Einwirkungen von außen (EVA)	Fall1: $t_0 < t_B \rightarrow t_{E0} = \text{Wert1}$ , wobei „Wert1“ abhängig von der Dauer bis zur Wiederherstellung einer Barriere ist, $\vec{N}_0$ (Nuklid) $> 0$ Fall2: $t_B \approx t_0 \vee t_B < t_0 \rightarrow \vec{N}_0(t_B, \text{Nuklid}) = 0$ , $\vec{N}_0(t_B < t, \text{Nuklid}) > 0$ möglich bis Merkmale beseitigt
Ind06	Anlagenkriterien Voralarm werden ausgelöst	beeinflusst $t_0$ , $t_{E0}$ , und $\vec{N}_0$ (Nuklid) in Abhängigkeit von anderen Barrieren und Rückhaltefunktionen
Ind07	Druck RDB steigt/ist hoch/nimmt plötzlich ab	beeinflusst $t_0$ , $t_{E0}$ , und $\vec{N}_0$ (Nuklid) in Abhängigkeit von anderen Barrieren und Rückhaltefunktionen
Ind08	Füllstand RDB zu niedrig/nimmt ab	beeinflusst $t_0$ , $t_{E0}$ , und $\vec{N}_0$ (Nuklid) in Abhängigkeit von anderen Barrieren und Rückhaltefunktionen
Ind09	Verfügbarkeit Notkühlsysteme nicht gegeben	beeinflusst $t_0$ , $t_{E0}$ , und $\vec{N}_0$ (Nuklid) in Abhängigkeit von anderen Barrieren und Rückhaltefunktionen
Ind10	Überschreitung Anlagenkriterien Katastrophenalarm	beeinflusst $t_0$ , $t_{E0}$ , und $\vec{N}_0$ (Nuklid) in Abhängigkeit von anderen Barrieren und Rückhaltefunktionen
Ind11	Kernaustrittstemperatur zu hoch	beeinflusst $t_0$ , $t_{E0}$ , und $\vec{N}_0$ (Nuklid) in Abhängigkeit von anderen Barrieren und Rückhaltefunktionen
Ind12	Zeitdauer Kernfreilegung (Korrelation mit Schadenszustand)	beeinflusst $t_0$ , $t_{E0}$ , und $\vec{N}_0$ (Nuklid) in Abhängigkeit von anderen Barrieren und Rückhaltefunktionen
Ind13	Hohe ODL im SB (Korrelation mit Schadenszustand)	$t_0 < t_B \vee t_B \approx t_0 \vee t_B < t_0$
Ind14	Druck im SB steigt an/ist hoch/nimmt plötzlich ab	beeinflusst $t_0$ , $t_{E0}$ , und $\vec{N}_0$ (Nuklid) in Abhängigkeit von anderen Barrieren und Rückhaltefunktionen
Ind15	Aktivität SB-Atmosphäre hoch	$t_0 < t_B \vee t_B \approx t_0 \vee t_B < t_0$
Ind16	Erhöhte ODL Kaminfortluft	$t_0 < t_B$ , $\vec{N}_0(t_B, \text{Nuklid}) > 0$
Ind17	ODL Anlagengelände/nähere Umgebung erhöht	$t_0 < t_B$ , $\vec{N}_0(t_B, \text{Nuklid}) > 0$
Ind18	Überschreitung Emissionskriterien Katastrophenalarm	$t_0 < t_B$ , $\vec{N}_0(t_B, \text{Nuklid}) > 0$
Ind19	Nicht verwendet (Doppelung zu Ind18)	

Nr.	Indikator	Qualitative Verknüpfung
Ind20	Erhöhte ODL Umgebung	$t_0 < t_B,$ $\vec{N}_0(t_B, \text{Nuklid}) > 0$
Ind21	Erhöhte Aktivitätskonzentration in der Luft	$t_0 < t_B,$ $\vec{N}_0(t_B, \text{Nuklid}) > 0$
Ind22	Kontamination Oberflächen, Boden, Gewässer, Nahrungsmittel etc.	$t_0 < t_B,$ $\vec{N}_0(t_B, \text{Nuklid}) > 0$
Ind23	Gefahrgut Klasse 7 involviert	$t_0 < t_B \vee t_B \approx t_0 \vee t_B < t_0,$ $\vec{N}_0(t_B < t, \text{Nuklid}) > 0$ möglich
Ind24	Keine erhöhte ODL	$t_B \approx t_0 \vee t_B < t_0$ $\vec{N}_0(t_B, \text{Nuklid}) = 0$
Ind25	Keine erhöhte Kontamination	$t_B \approx t_0 \vee t_B < t_0$ $\vec{N}_0(t_B, \text{Nuklid}) = 0$
Ind26	Behälter/Abschirmung/Umschließung intakt	$t_B \approx t_0 \vee t_B < t_0$
Ind27	Nähe zu Brandlasten, Zündquellen, Explosivstoffen	<u>Fall1:</u> $t_0 < t_B \rightarrow t_{E0} = \text{Wert1}$ , wobei „Wert1“ abhängig von der Dauer bis zur Wiederherstellung der Barrieren ist, $\vec{N}_0(\text{Nuklid}) > 0$ , plötzliche Erhöhung möglich <u>Fall2:</u> $t_B \approx t_0 \vee t_B < t_0 \rightarrow \vec{N}_0(t_B, \text{Nuklid}) = 0,$ $\vec{N}_0(t_B < t, \text{Nuklid}) > 0$ möglich
Ind28	Keine ausreichende Sicherung gegen Absturz oder Folgeunfall	<u>Fall1:</u> $t_0 < t_B \rightarrow t_{E0} = \text{Wert1}$ , wobei „Wert1“ abhängig von der Dauer bis zur Wiederherstellung der Barrieren ist, $\vec{N}_0(\text{Nuklid}) > 0$ , plötzliche Erhöhung möglich <u>Fall2:</u> $t_B \approx t_0 \vee t_B < t_0 \rightarrow \vec{N}_0(t_B, \text{Nuklid}) = 0,$ $\vec{N}_0(t_B < t, \text{Nuklid}) > 0$ möglich
Ind29	Behälter liegt im Wasser	<u>Fall1:</u> $t_0 < t_B \rightarrow t_{E0} = \text{Wert1}$ , wobei „Wert1“ abhängig von der Dauer bis zur Wiederherstellung der Barrieren ist, $\vec{N}_0(\text{Nuklid}) > 0$ , plötzliche Erhöhung möglich <u>Fall2:</u> $t_B \approx t_0 \vee t_B < t_0 \rightarrow \vec{N}_0(t_B, \text{Nuklid}) = 0,$ $\vec{N}_0(t_B < t, \text{Nuklid}) > 0$ möglich
Ind30	Behälter ist Korrosivstoffen ausgesetzt	<u>Fall1:</u> $t_0 < t_B \rightarrow t_{E0} = \text{Wert1}$ , wobei „Wert1“ abhängig von der Dauer bis zur Wiederherstellung der Barrieren ist, $\vec{N}_0(\text{Nuklid}) > 0$ , plötzliche Erhöhung möglich <u>Fall2:</u> $t_B \approx t_0 \vee t_B < t_0 \rightarrow \vec{N}_0(t_B, \text{Nuklid}) = 0,$ $\vec{N}_0(t_B < t, \text{Nuklid}) > 0$ möglich
Ind31	Beaufschlagung durch Feuer oder Explosion	<u>Fall1:</u> $t_0 < t_B \rightarrow t_{E0} = \text{Wert1}$ , wobei „Wert1“ abhängig von der Dauer bis zur Wiederherstellung der Barrieren ist, $\vec{N}_0(\text{Nuklid}) > 0$ , plötzliche Erhöhung möglich <u>Fall2:</u> $t_B \approx t_0 \vee t_B < t_0 \rightarrow \vec{N}_0(t_B, \text{Nuklid}) = 0,$ $\vec{N}_0(t_B < t, \text{Nuklid}) > 0$ möglich
Ind32	Gefahr durch instabile Strukturen in der Umgebung	<u>Fall1:</u> $t_0 < t_B \rightarrow t_{E0} = \text{Wert1}$ , wobei „Wert1“ abhängig von der Dauer bis zur Wiederherstellung der Barrieren ist, $\vec{N}_0(\text{Nuklid}) > 0$ , plötzliche Erhöhung möglich <u>Fall2:</u> $t_B \approx t_0 \vee t_B < t_0 \rightarrow \vec{N}_0(t_B, \text{Nuklid}) = 0,$ $\vec{N}_0(t_B < t, \text{Nuklid}) > 0$ möglich

Nr.	Indikator	Qualitative Verknüpfung
Ind33	Erhöhte Kontamination Umgebung	$t_0 < t_B$ , $\vec{N}_0(t_B, \text{Nuklid}) > 0$
Ind34	Überdruck im Behälter	beeinflusst $t_0$ , $t_{E0}$ , und $\vec{N}_0(\text{Nuklid})$ in Abhängigkeit von anderen Barrieren und Rückhaltefunktionen
Ind35	Beaufschlagung durch mechanische Einwirkung	<u>Fall1:</u> $t_0 < t_B \rightarrow t_{E0} = \text{Wert1}$ , wobei „Wert1“ abhängig von der Dauer bis zur Wiederherstellung der Barrieren ist, $\vec{N}_0(\text{Nuklid}) > 0$ , plötzliche Erhöhung möglich <u>Fall2:</u> $t_B \approx t_0 \vee t_B < t_0 \rightarrow \vec{N}_0(t_B, \text{Nuklid}) = 0$ , $\vec{N}_0(t_B < t, \text{Nuklid}) > 0$ möglich
Ind36	Beaufschlagung durch chemische Reaktionen	<u>Fall1:</u> $t_0 < t_B \rightarrow t_{E0} = \text{Wert1}$ , wobei „Wert1“ abhängig von der Dauer bis zur Wiederherstellung der Barrieren ist, $\vec{N}_0(\text{Nuklid}) > 0$ , plötzliche Erhöhung möglich <u>Fall2:</u> $t_B \approx t_0 \vee t_B < t_0 \rightarrow \vec{N}_0(t_B, \text{Nuklid}) = 0$ , $\vec{N}_0(t_B < t, \text{Nuklid}) > 0$ möglich
Ind37	stark radioaktive/aktivierte/kontaminierte Splitter/Bruchstücke	$t_0 < t_B$ , $\vec{N}_0(t_B, \text{Nuklid}) > 0$
Ind38	Erhöhte Aktivitätskonzentration in Wasserproben	$t_0 < t_B$ , $\vec{N}_0(t_B, \text{Nuklid}) > 0$
Ind39	Erhöhte Aktivitätskonzentration in Zu-, Um- oder Fortluft	$t_0 < t_B$ , $\vec{N}_0(t_B, \text{Nuklid}) > 0$
Ind40	Keine erhöhte Aktivitätskonzentration in der Luft	$t_B \approx t_0 \vee t_B < t_0$ , $\vec{N}_0(t_B, \text{Nuklid}) = 0$

### 5.2.5 Zeitpunkte von Informationen

Wie in Kapitel 5.1.1 unter GP 6 ausgeführt, gibt es unterschiedliche Zeitpunkte, an den Informationen zur Verfügung stehen. Um Abfragen für die Analyse zeitlich optimiert durchführen zu können, wird an diesem Punkt betrachtet, wann referenzszenarienabhängig bestimmte Informationen zur Verfügung stehen.

Erste Informationen sind:

- Angaben des Betreibers/Alarmierung durch Betreiber: S1, S2, S5  
Dabei können alle Indikatoren für die Referenzszenarien S1-S4 und S5 aus Tab. 5.27 als erste Information enthalten sein. Üblicherweise sind bei Meldungen von Betreibern die GP 1 (Ort) und GP 2 (Gesamtinventar) als bekannt oder annähernd bekannt anzunehmen.

- Angaben einer ausländischen Behörde: S2-S4, S5  
Dabei können alle Indikatoren für die Referenzszenarien S1-S4 und S5 aus Tab. 5.27 als erste Information enthalten sein. Wie in Kapitel 5.1.1 bereits erwähnt, sind hier erhebliche Verzögerungen möglich, vor allem dann, wenn ausländische Behörden nicht gewillt sind Informationen herauszugeben. Kenntnisse von GP 1 (Ort) und GP 2 (Gesamtinventar) sind möglich.
- Angaben einer Aufsichtsbehörde über Parameter (z. B. KFÜ oder IMIS, Objektüberwachung im Weltraumlagezentrum oder im Nationalen Lage- und Führungszentrum für Sicherheit im Luftraum) außerhalb von Sollwerten: S1, S5, S9, S10  
Dabei können alle Indikatoren für die Referenzszenarien S1-S4, S5, S9 und S10 aus Tab. 5.27 als erste Information enthalten sein. Üblicherweise gehen Meldungen im Hinblick auf S1 und S5 mit der Kenntnis des GP 1 (Ort) und der ungefähren Abschätzung des GP 2 (Gesamtinventar) einher.
- Angabe eines Verantwortlichen (Feuerwehr, Polizei, Ärzte, Genehmigungsinhaber, Spediteure etc.): S6-S8  
Dabei können alle Indikatoren für die Referenzszenarien S6-S8 aus Tab. 5.27 als erste Information enthalten sein. Üblicherweise ist bei Meldungen von Verantwortlichen eine ungefähre Kenntnis des GP 1 (Ort) als bekannt anzunehmen. Kenntnis über GP 2 (Gesamtinventar) sind bei S7 wahrscheinlich.
- Angabe einer Messstelle der Umweltüberwachung: S1-S10 (erst ab Eskalationsphase)  
Dabei können die Indikatoren Ind17, Ind20, Ind21, Ind22, Ind33, Ind38, Ind39 als erste Information enthalten sein.
- Sonstige Quellen (z. B. Fernsehberichte, Internetmeldungen etc.): S1-S10  
In einigen Situationen kann die Informationslage sehr dürftig sein. In solchen Fällen können erste Informationen aus Quellen stammen, die mit äußerster Vorsicht genutzt werden sollten. Prinzipiell kann jeder Indikator aus Tab. 5.27 Teil einer solchen Mitteilung sein.

### **5.2.6 Vorgehen zum Abschätzen der Freisetzung**

Das in diesem Abschnitt vorgestellte Vorgehen dient nicht der Prozessdarstellung einer Analyse zur Abschätzung der Freisetzung. Es wird also nicht davon ausgegangen, dass Schnittstellen zu Prozessen des Fehlermanagements, der Kommunikation mit anderen

Stellen oder Unterprozesse wie die Speicherung von eingehenden Informationen mitberücksichtigt werden. Vielmehr wird nur das grundsätzliche Vorgehen in Bezug auf ein Analysetool dargestellt. Nacheinander sollen dabei die Abfragen zu den GP aus Abschnitt 5.1.1 erfolgen.

**Schritt 1:** Von welcher Informationsgeber stammt die Meldung, die auf ein Ereignis hindeutet?

**Tab. 5.30** Erste Informationen über ein Ereignis

Fall	Situation (aus 5.2.5)	Mögliche sofortige feststehende Aussagen
1	Angaben des Betreibers/Alarmierung durch Betreiber	GP 1 (Ort) und GP 2 (Gesamtinventar) z. B. aus einer vorgefertigten Datenbank  Referenzszenario bekannt
2	Angaben einer ausländischen Behörde	GP 1 (Ort) und GP 2 (Gesamtinventar) z. B. aus einer vorgefertigten Datenbank,  manchmal mit erheblichen Verzögerungen behaftet  Referenzszenario bekannt
3	Angaben einer Aufsichtsbehörde über Parameter	GP 1 (Ort) und GP 2 (Gesamtinventar) z. B. aus einer vorgefertigten Datenbank,  Referenzszenario bekannt  Verknüpfung mit Fall 5 möglich, falls Parameter widersprüchlich sind (insbesondere S6-S8)
4	Angabe eines Verantwortlichen	GP 1 (Ort) bei S7, S8 auch GP 2 (Gesamtinventar) möglich  Referenzszenario bekannt
5	Angabe einer Messstelle	GP 5 (Exposition/Freisetzung) Freisetzungs- oder Expositionsmechanismen sind oder waren aktiv (→ Eskalations- oder Nachphase)  Referenzszenario zunächst wahrscheinlich unbekannt
6	Sonstige Quellen	GP 1 (Ort)  Referenzszenario zunächst wahrscheinlich unbekannt

**Schritt 2 zu GP 1:** Ist etwas über den Ursprungsort des Ereignisses bekannt?

Fall	Ursprungsort $\vec{x}_0$	Genauigkeit des Ortes $\Delta\vec{x}$	Anmerkung und Konsequenz für die weitere Analyse
1	?	?	nur bei Punkt 5 aus Tab. 5.30 wahrscheinlich Analyse wird mit GP 5 fortgesetzt
2	?	✓	
3	✓	✓	

- Fall 1: Es kann keine Einschränkung der Referenzszenarien vorgenommen werden
- Fall 2/3: Einzelne Referenzszenarien können ausgeschlossen werden

Mit dieser ersten Abfrage kann die Menge möglicher zu betrachtender Szenarien eingeschränkt werden.

**5.2.7 Weitere Aspekte**

Ziel der Entwicklung eines Analysetools soll die schnelle Bewertung potenzieller Freisetzung sein, also Aussagen  $\Omega \in \{\Omega_1, \dots, \Omega_N\}$  mit  $N \in \mathbb{N}$  zu den drei genannten Größen. Dabei soll es die Möglichkeit geben, relevante Informationen auf Basis von Informationsquellen  $\Gamma \in \{\Gamma_1, \dots, \Gamma_M\}$  mit  $M \in \mathbb{N}$  einzugeben. Durch eine geschickte Anordnung von Abfragen und Eingabe von Informationen, soll die Aussagekraft der Abschätzung iterativ erhöht werden.

**Wahrscheinlichkeiten**

Eine Aussage  $\Omega_i$  als Ergebnis eines Auswerteprozesses kann mit einer Wahrscheinlichkeit  $P(\Omega_i)$  verbunden sein, die als Maß für die Aussagekraft dient. Dabei kann unterschieden werden zwischen den extremen der Wahrscheinlichkeit „sicher“ und „sicher nicht“, also einem Wahrscheinlichkeitswert  $P(\Omega_i) = 100\%$  bzw.  $P(\Omega_i) = 0\%$  ist. Dazwischen kann eine Abstufung der Wahrscheinlichkeit erfolgen, die von wahrscheinlich über möglich zu unwahrscheinlich reicht. Zusätzlich können bestimmte Wahrscheinlichkeiten  $P(\Omega_i|\Omega_j)$  für eine Aussage  $\Omega_i$  durch Bedingungen  $\Omega_j$  verknüpft sein. Die Indizes  $i$  und  $j$  sind dabei natürliche Zahlen und dienen nur als Laufparameter.

## Vertrauenswürdigkeit von Informationsquellen

Die Vertrauenswürdigkeit  $V_{\Gamma_j}$  einer Informationsquelle  $\Gamma_j$  soll in die Bewertung einfließen. Der Hintergrund für diesen Parameter ist die Tatsache, dass es möglich ist, dass Personengruppen in einer Gefahrensituation versuchen könnten die Ausnahmesituation für ihre Vorteile zu nutzen. Dies kann bewusst oder unbewusst erfolgen. Bei einem Szenario mit terroristischem Hintergrund (Referenzszenario 6) wäre es vorstellbar, dass eine terroristische Vereinigung versucht gezielt die Situation schwerwiegender darzustellen. Meldungen und Gerüchte von unbekanntem Stellen sind in diesem Fall mit äußerster Vorsicht zu genießen. Prinzipiell kann aber auch eine Situation abgeschwächt dargestellt werden, etwa um wirtschaftliche oder politische Interessen zu verfolgen. Beispiele wären staatliche Falschmeldungen zur gezielten Desinformation. Aus diesem Grund ist eine gewisse Vorsicht bei der Bewertung von Informationsquellen geboten. Neben diesen gesellschaftlichen Einflüssen, können aber auch Fehler in physikalischen Systemen zu Einschränkungen der Informationsqualität führen. Dies gilt beispielsweise für die Bewertung der Aussagen von Messungen oder von Modellen. Messsysteme können Fehlfunktionen haben. Wissenschaftliche Modelle könnten vereinfachte Annahmen integriert haben, sodass ihre Aussagen nur in bestimmten Grenzen Gültigkeit besitzen.

Im Algorithmus für das Analysetool kann die Vertrauenswürdigkeit  $V_{\Gamma_j}$  einer Informationsquelle  $\Gamma_j$  als Gewichtungsfaktor zur Bestimmung der Wahrscheinlichkeit einer Aussage einfließen. Die Wahrscheinlichkeit  $P(\Omega_i, t_B)$  zum Beobachtungs- bzw. Bewertungszeitpunkt  $t_B$  einer Aussage  $\Omega_i$  ergibt sich als gewichteter Mittelwert aus den Einzelwahrscheinlichkeiten der diversen Informationsquellen  $P_{\Gamma_j}(\Omega_i, t_B)$  mit

$$P(\Omega_i, t_B) = \frac{\sum_{j=1}^M P_{\Gamma_j}(\Omega_i, t_B) \cdot V_{\Gamma_j}}{\sum_{j=1}^M V_{\Gamma_j}} \quad (5.1)$$

Jeder dieser Indikatoren kann Wahrscheinlichkeiten  $P$  beeinflussen.

## Darstellung der Bewertungsergebnisse zu Aussagen

Das Bewertungsergebnis setzt sich aus Wertepaaren  $\vec{\phi}_i = \{\Omega_i, P(\Omega_i)\}$  aus einer Aussage  $\Omega_i$  mit ihrer zugehörigen  $P(\Omega_i)$  zusammen. Dabei ist die Wahrscheinlichkeit zum einen



von den diversen Beobachtungs- bzw. Bewertungszeitpunkten  $t_{B,i}$  sowie vom aktuellen Beobachtungs- bzw. Bewertungszeitpunkt  $t_B$  abhängig.

Man kann das Bewertungsergebnis als Ergebnisvektor  $\vec{\Psi}$  darstellen mit

$$\vec{\Psi} = \{\vec{\Phi}_1 = \{\Omega_1, P(\Omega_1, t_{B,1}, \dots, t_{B,M}, t_B)\}, \dots, \vec{\Phi}_N = \{\Omega_N, P(\Omega_N, t_{B,1}, \dots, t_{B,M}, t_B)\}\}$$

### Der Bewertungsprozess

Bevor der Bewertungsprozess dargestellt wird, findet sich in Tab. 5.31 eine Auflistung aller Parameter.

**Tab. 5.31** Übersicht über die relevanten Parameter für einen Quellterm

Parameter	Bezeichnung
$t_0$	Startpunkt der Freisetzung
$t_B$	Beobachtungszeitpunkt
$\Delta\tau$	Dauer der Freisetzung
$t_E = t_0 + \Delta\tau$	Endzeitpunkt der Freisetzung
$\vec{N}$ (Nuklid)	Nuklidabhängige Freisetzungsmenge
$N_i(t_B)$	Freisetzungsmenge des Nuklids $i$ zum Beobachtungszeitpunkt
$N_i(t_B < t)$	Zeitliche Entwicklung der Freisetzungsmenge des Nuklids $i$ ab Beobachtungszeitpunkt
$\vec{x}_0$	Ursprungsort der Freisetzung
$\Delta\vec{x}$	Einschränkungsbereich der Freisetzung
$\Omega$	Aussage
$P(\Omega)$	Wahrscheinlichkeit
$\Gamma$	Informationsquelle
$V$	Vertrauenswürdigkeit
$\vec{\Phi}$	Einzelergebnis
$\vec{\Psi}$	Gesamtergebnis

### 5.3 Das Grundgerüst des Analysetools zur Aussagengenerierung

Mit Hilfe des Tabellenkalkulationsprogramm Microsoft Excel® wurde ein Grundgerüst für das Analysetool zur Aussagengenerierung erstellt. Hierdurch wird die Funktion des Konzepts dieses Teils des Analysetools dargestellt. Dabei wurden die folgenden Fragestellungen beachtet:

## Welche Informationen liegen vor?

Wie in Abschnitt 5.2.3 dargestellt, wurden typische Informationen, die in einem Notfall vorliegen können, in Form von Indikatoren vorgesehen. Dabei wurde in dem Grundgerüst zunächst die Indikatoren aus /SOG 15b/ zugrunde gelegt. Eigene, veränderte oder neue Indikatoren wurden im Rahmen dieses Vorhabens nicht in das Analysetool aufgenommen. Der Benutzer hat in dem Analysetool die Möglichkeit die Verfügbarkeit von Indikatoren durch Schaltflächen mit „Ja“, „Nein“ und „Unbekannt“ auszuwählen. Zudem besteht die Möglichkeit ein Referenzszenario zu wählen. Die Wahl des Referenzszenarios färbt dabei bestimmte Indikatoren ein, die gemäß der Auswahlmatrix aus Tab. 5.27 nicht sinnvoll sind. Dabei sei anzumerken, dass in der aktuellen Version des Excel-Dokuments die Schaltflächen der ausgegrauten Indikatoren dennoch auswählbar sind.

Nr.	Indikator	Auswahl		
Ind01	Anlagenparameter im Störfallbereich	<input type="checkbox"/> Ja	<input type="checkbox"/> Nein	<input checked="" type="checkbox"/> Unbekannt
Ind02	Systeme kommen nicht auf Anforderung	<input type="checkbox"/> Ja	<input type="checkbox"/> Nein	<input checked="" type="checkbox"/> Unbekannt
Ind03	Anzeige Nichtverfügbarkeit von Redundanzen	<input type="checkbox"/> Ja	<input type="checkbox"/> Nein	<input checked="" type="checkbox"/> Unbekannt
Ind04	RESA-Kontrollsignal	<input type="checkbox"/> Ja	<input type="checkbox"/> Nein	<input checked="" type="checkbox"/> Unbekannt
Ind05	Merkmale von mechanischen, thermischen oder chemischen Einwirkungen von außen (EVA)	<input type="checkbox"/> Ja	<input type="checkbox"/> Nein	<input checked="" type="checkbox"/> Unbekannt
Ind06	Anlagenkriterien Voralarm werden ausgelöst	<input type="checkbox"/> Ja	<input type="checkbox"/> Nein	<input checked="" type="checkbox"/> Unbekannt
Ind07	Druck RDB steigt/ist hoch/nimmt plötzlich ab	<input type="checkbox"/> Ja	<input type="checkbox"/> Nein	<input checked="" type="checkbox"/> Unbekannt
Ind08	Füllstand RDB zu niedrig/nimmt ab	<input type="checkbox"/> Ja	<input type="checkbox"/> Nein	<input checked="" type="checkbox"/> Unbekannt
Ind09	Verfahrschutz-Matrixkriterien nicht erreicht	<input type="checkbox"/> Ja	<input type="checkbox"/> Nein	<input checked="" type="checkbox"/> Unbekannt

Abb. 5.2 Eingabefläche für die Indikatoren

## Welche Aussagen werden benötigt?

In Abschnitt 5.1.1 wurden verschiedene GP dargestellt. Diese sind mit den relevanten Aussagen zur Darstellung einer Freisetzung verknüpft. Die entsprechenden von den Indikatoren abhängigen Aussagen finden sich in der Ergebnisliste des Excel-Dokuments. Diese ist beispielhaft in Abb. 5.3 dargestellt.

J	K	L	M	N	O
Ergebnisliste erzeugen	Ereignisort	Zum Gesamtinventar	Zu Barrieren und Rückhaltefunktionen	Zu Störmechanismen	Zu radiologischen Aussagen
Ergebnisse	<p>Die Anlage könnte Ursprung einer zukünftigen Freisetzung/Exposition sein (Prognose).</p> <p>Die Anlage könnte Ursprung einer zukünftigen Freisetzung/Exposition sein (Prognose).</p> <p>Die Anlage (das Reaktor Gebäude) könnte Ursprung einer Freisetzung/Exposition sein (Diagnose).</p> <p>Der Ort ohne ausreichende Sicherung gegen Absturz oder Folgeunfall könnte Ursprungsort einer Freisetzung/Exposition werden (Prognose).</p> <p>Der Ort ohne ausreichende Sicherung gegen Absturz oder Folgeunfall könnte Ursprungsort weiterer Freisetzung/Exposition werden (Prognose).</p> <p>Aufgrund der Wahl des Referenzszenarios kann das</p>		<p>Durch die Wahl des Referenzszenarios werden die folgenden Barrieren und Rückhaltefunktionen erwartet:</p> <p>Filter für Abluft oder Abwasser Leitungen und Leitungssysteme Gebäude</p> <p>Behälter (z.B. bei Transportunfällen auf dem Gelände)</p> <p>Kapselung des radioaktiven Stoffs</p> <p>Fixierung (z.B. Kristallgitter oder Konditionierung des radioaktiven Materials)</p>	<p>Durch Korrosion als chemische Beaufschlagungen können Barrieren und Rückhaltefunktionen in ihrer Wirkung beeinträchtigt werden.</p>	<p>Es liegen bislang keine Belege für eine Freisetzung oder einen aktiven Expositionsmechanismus vor.</p>

Abb. 5.3 Ergebnisliste

Einzelne Aussagen, wie die von möglichen Barrieren und Rückhaltefunktionen, hängen dabei im Wesentlichen von der Wahl des Referenzszenarios ab. Hierbei orientiert sich die Aussage an den in Tab. 5.1 aufgeführten Angaben. Einzelne Indikatoren haben dabei einen direkten Einfluss auf Barrieren und Rückhaltefunktionen. Dazu zählt beispielsweise der Indikator Ind29 „Behälter im Wasser“, der eine Wasservorlage als zusätzliche Rückhaltefunktion mit ausgibt, oder Indikator Ind26 „Behälter/Abschirmung/Umschließung intakt“, der eine direkte Aussage zu einzelnen Barrieren macht.

Der unter „Ereignisort“ und „Gesamtinventar“ durch mögliche Datenbanken (siehe Anmerkung in Tab. 5.30) steigerbare Aussagewert ist bislang nicht im Programm implementiert. Eine Liste mit Kernkraftwerken, deren Netto-Leistung, Anzahl von Blöcken, Geografischen Breiten und Längenangaben sowie die Zuordnung zu Ländern mit Referenzszenarienkategorie wurde im Rahmen dieses Vorhaben bereits erstellt (siehe Abb. 5.4).

	A	B	C	D	E	F	G	H	I
1	160	KKW Name	Blöcke	Netto-Leistung MWe	Land	Geogr Breite	Geogr. Länge	Szenarienkategorie	
2	1	Almaraz	2	2017	Spain	39,80806	-5,69694	3	
3	2	Angra	2	1884	Brazil	-23,00833	-44,47389	4	
4	3	ANO	2	1839	United States	35,31028	-93,23139	4	
5	4	Ascó	2	1992	Spain	41,2	0,56944	3	
6	5	Atucha	2	1027	Argentina	-33,9675	-59,205	4	
7	6	Balakovo	4	3800	Russia	52,09111	47,95528	3	
8	7	Beaver Valle	2	1738	United States	40,62333	-80,43056	4	
9	8	Belleville	2	2620	France	47,50972	2,875	3	
10	9	Beloyarsk	4	1597	Russia	56,84167	61,3225	3	
11	10	Beznau	2	730	Switzerland	47,55222	8,22861	2	
12	11	Blayais	4	3640	France	45,25583	-0,69306	3	
13	12	Borssele	1	484	The Netherlands	51,430833	3,718333	3	
14	13	Braidwood	2	2330	United States	41,24361	-88,22917	4	
15	14	Brokdorf	1	1410	Germany	53,85083	9,34472	1	

Abb. 5.4 Liste mit Kernkraftwerken.

Für jeden Indikator wurde eine Tabelle mit möglichen Aussagen im Hinblick auf die einzelnen GP aus 5.1.1 erstellt. Dabei sind logische Verknüpfungen zwischen den Indikatoren vorgesehen, die darüber entscheiden, ob eine Aussage als „wahr“ oder „falsch“ angesehen wird. Als Beispiel wurden Teile zwei solcher Aussagenlisten in Abb. 5.5 dargestellt.

46		nein			FALSCH
47		unentschieden			WAHR
Ind44	Druck im SB steigt an/ist hoch/nimmt plötzlich ab	ja	Die Anlage (das Reaktorgebäude) könnte Ursprung einer Freisetzung/Exposition sein (Diagnose).	Bedingung (Ind 17 = Ja oder Ind 20 = Ja oder Ind 21 = Ja oder Ind 22 = Ja oder Ind 24 = Nein oder Ind 25 = Nein oder Ind 33 = Ja oder Ind 37 = Ja oder Ind 38 = Ja oder Ind 39 = Ja oder Ind 40 = Nein) und (Ind 07 = Ja oder Ind 08 = Ja oder Ind 12 = Ja oder Ind 13 = Ja oder Ind 15 = Ja oder Ind 18 = Ja)	FALSCH
48		nein			FALSCH
49		unentschieden			WAHR
Ind45	Aktivität SB-Atmosphäre hoch	ja	Die Anlage (das Reaktorgebäude) könnte Ursprung einer Freisetzung/Exposition sein (Diagnose).		FALSCH
51		nein			FALSCH
52		unentschieden			WAHR
Ind46	Erhöhte ODL Kaminfortluft	ja	Die Anlage könnte Ursprung einer Freisetzung/Exposition sein (Diagnose).		FALSCH
54		nein			FALSCH
55		unentschieden			WAHR
Ind47	ODL Anlagengelände/nähere Umgebung erhöht	ja	Die Anlage (das Reaktorgebäude) könnte Ursprung einer Freisetzung/Exposition sein (Diagnose). Der Ursprung der Freisetzung/Exposition kann auf das Anlagengelände und die nähere Umgebung eingegrenzt werden.	Bedingung Ind 12 = Ja oder Ind 13 = Ja oder Ind 15 = Ja oder Ind 16 = Ja oder Ind 18 = Ja Ausschluss Ind 12 = Ja oder Ind 13 = Ja oder Ind 15 = Ja oder Ind 16 = Ja oder Ind 18 = Ja und Ind 20 = Ja	FALSCH
57		nein			FALSCH
58		unentschieden			WAHR
			Der Ursprung einer	Bedingung: alle Barrieren und	

1		unentschieden			WAHR
2		ja			FALSCH
3		nein			FALSCH
4	Gefahrgut Klasse 7 involviert	unentschieden			WAHR
5	Keine erhöhte ODL	ja	Es gibt keinen Hinweis zu einem aktiven Expositionsmechanismus.	Ausschluss bei Ind 21 = ja oder Ind 22 = Ja oder Ind 25 = Nein oder Ind 33 = Ja oder Ind 37 = Ja oder Ind 38 = Ja oder Ind 40 = Nein	FALSCH
6		ja	Es gibt einen Hinweis auf eine Freisetzung eines Alpha-Strahlers.	Bedingung Ind 25 = Nein oder Ind 21 = Ja oder Ind 22 = Ja oder Ind 38 = Ja oder Ind 40 = Nein	FALSCH
7		nein	Es gibt eine Freisetzung (Vektor NO(tB,Nuklid)>0).	Ausschluss bei Ind 25 = Ja oder (Ind 21 = nicht Ja und Ind 22 = nicht Nein und Ind 40 = nicht Ja)	FALSCH
8		nein	Es gibt einen aktiven Expositionsmechanismus.	Ausschluss bei Ind 21 = Ja und Ind 22 = Ja und Ind 40 = Nein	FALSCH
9		unentschieden			WAHR
10		ja	Es gibt keinen Hinweis zu einem aktiven Expositionsmechanismus.	Ausschluss bei Ind 20 = ja oder Ind 21 = Ja oder Ind 22 = Ja oder Ind 33 = Ja oder Ind 37 = Ja oder Ind 38 = Ja oder Ind 40 = Nein	FALSCH

**Abb. 5.5** Beispiele für Aussagenlisten. Oben finden sich Aussagen, die mit dem GP1 (Ereignisort) verknüpft sind, unten sind Aussagen zum GP 5 (Freisetzung).

Mit Hilfe von entsprechenden Makros werden nach einer Anforderung durch Benutzer alle durch das Programm als „wahr“ angesehenen Aussagen in die Ergebnisliste geschrieben. Dabei werden gleich lautende Aussagen nicht übernommen.

#### **5.4        Fazit**

Ein Grundgerüst des Analysetools wurde im Rahmen des Vorhabens erstellt. Dieses Grundgerüst ermöglicht die Verknüpfung von bestimmten Informationen, die in Form von Indikatoren dargestellt werden, mit Aussagen. Durch logische Verknüpfungen von Indikatoren werden Aussagen ausgewählt und in einer Ergebnisliste dargestellt.

## 6 Zusammenfassung

Zur Wahrnehmung seiner Aufgaben im GRS-Notfallzentrum stützt sich das Team Strahlenschutz der GRS im Wesentlichen auf seine Fachkompetenz, die bislang im Rahmen verschiedener Vorhaben zum radiologischen Arbeitsschutz, zur Analyse möglicher radiologischer Freisetzungen im Ereignisverlauf und zum Notfallschutz aufgebaut und weiterentwickelt wurde. Mit dem vorliegenden Forschungsvorhaben wurde diese Kompetenz durch die Entwicklung einer schnell und effizient nutzbaren wissenschaftlichen Basis von Informationen und Methoden ausgebaut. Einige Lücken bzgl. bislang nicht durch andere Vorhaben abgedeckter Forschungsaspekte wurden dadurch geschlossen. Die Forschungen zum Ausbau der wissenschaftlichen und technischen Basis umfassen drei Module:

- **Modul 1:** Wissenschaftliche Basis zur Bewertung der radiologischen Situation in der Anlage bei schweren Unfallabläufen
- **Modul 2:** Wissenschaftliche Basis zur Nutzung kombinierter radiologischer und anlagentechnischer Informationen für die Diagnose und Prognose des Unfallablaufs
- **Modul 3:** Entwicklung von Referenzszenarien und Berechnungsmethoden für die Ermittlung notfallschutzrelevanter Freisetzungen bei radiologischen Notfällen

Zu allen drei Modulen wurden die fachlichen Grundlagen zusammengestellt und teilweise umfangreiche Ergänzungen erarbeitet. Die gewonnene Wissensbasis wurde in operationalisierbaren Methodiken umgesetzt. Die DV-technische Realisierung dieser Methodiken erfolgte in Prototypform als MSExcel<sup>®</sup>-Arbeitsmappen mit unterlegtem VBA-Code. Die DV-technische Umsetzung ermöglicht grundsätzlich die Nutzung der in diesem Bericht dokumentierten Verfahren. Die Gestaltung einer benutzerfreundlichen Bedienungsoberfläche sowie die Ausarbeitung eines einheitlichen Daten- und Schnittstellenmanagements ist jedoch zukünftigen Arbeiten vorbehalten.

Die Mitglieder des Teams Strahlenschutz wurden im Rahmen interner Schulungen mit den Verfahren vertraut gemacht.

Die Verfahren zur Quelltermrückrechnung (Modul 2) kamen bei der Bewertung eines radiologischen Ereignisses in Nordwestrussland im August 2019 zum Einsatz. Die in diesem Rahmen erzielten Ergebnisse bildeten die Grundlage für einen Bericht zu diesem

Ereignis, der im Rahmen des Vorhaben 3616S62532 erstellt und wurde und dem BMU vorliegt.

Durch die Erweiterung der wissenschaftlichen Basis für das Notfallzentrum werden die Kompetenzen der GRS im Bereich der Zusammenführung und Analyse anlagentechnischer und radiologischer Informationen zur optimalen Nutzung bei der Bewertung des Anlagenzustandes und der Quelltermabschätzung systematisch erweitert. Die hierfür neu entwickelten Modelle und Methoden sind generell für nukleare und radiologische Notfälle einsetzbar und tragen somit zur Weiterentwicklung des Standes von Wissenschaft und Technik auf diesem Gebiet bei.

## Literaturverzeichnis

- /BFS 01/ Bundesamt für Strahlenschutz (BfS): Dosiskoeffizienten zur Berechnung der Strahlenexposition, Teil I - Dosisleistungskoeffizienten bei äußerer Strahlenexposition. Beilage 160 a und b, 28. August 2001.
- /BMU 05/ Rahmenempfehlung für die Fernüberwachung von Kernkraftwerken in der Fassung vom 12. August 2005, zuletzt geändert 12. August 2005.
- /BMU 12/ Deutscher Bundestag (Hrsg.): Umweltradioaktivität und Strahlenbelastung im Jahr 2010, Unterrichtung durch die Bundesregierung, Parlamentsbericht 2010. Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit (BMU), Drucksache, 17/9522, 30. April 2012.
- /BMU 15/ Sicherheitsanforderungen an Kernkraftwerke in der Fassung vom 3. März 2015 (RS-Handbuch), zuletzt geändert 2015.
- /BMU 16/ Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz, Bau und Reaktorsicherheit (BMUB): Umweltradioaktivität und Strahlenbelastung, Jahresbericht 2015. 381 S., Dezember 2016.
- /BMV 13/ Bundesministerium für Verkehr, Bau und Stadtentwicklung (BMVBS) (Hrsg.): Die Beförderung radioaktiver Stoffe. 18. Aufl.: Bonn, 2013.
- /BÜT 12/ Büttner, U., Dokter, S., Güllmann, V., Kaulard, J., Kilian-Hülsmeier, Y., May, H., Mildenerger, O., Stahl, T., Wetzel, N.: Fukushima Daiichi 11. März 2011, Unfallablauf, radiologische Folgen. Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) mbH, GRS-51, 55 S., ISBN 978-3-939355-73-1, Media Cologne Kommunikationsmedien GmbH: Köln, 2012.
- /BÜT 14a/ Büttner, U., Löffler, H., Mildenerger, O., Schmidt, C., Sogalla, M., Stahl, T.: Fortschreibung des Szenarienkatalogs für behördliche Notfallübungen, Abschlussbericht zum Vorhaben 3611S60006. Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) mbH, GRS-A-3770, 115 S.: Köln, November 2014.



- /BÜT 14b/ Büttner, U., Löffler, H., Mildenberger, O., Sogalla, M.: Fortschreibung des Szenarienkatalogs für behördliche Notfallübungen, Ergänzende Angaben zur Auswahl von Übungsszenarien, Bericht zum Vorhaben 3611S60006. Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) mbH, 51 S.: Köln, November 2014.
- /BÜT 14c/ Büttner, U., Sogalla, M.: Fortschreibung des Szenarienkatalogs für behördliche Notfallübungen, Übungsbericht zur Tabletop-Übung vom 13. Februar 2014 im Vorhaben 3611S60006. Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) mbH, 100 S.: Köln, März 2014.
- /GRS 97/ Lange, F., Pretzsch, G., Schrödl, E., Urbahn, H.: Potentielle Strahlenexposition durch die Freisetzung radioaktiver Stoffe aufgrund der Einwirkung Dritter auf Transport- und Lagerbehälter im TBL Ahaus. Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) mbH, GRS-A-2503: Köln, Oktober 1997.
- /GRS 10/ Sentuc, F.-N., Brücher, W., Büttner, U., Fett, H.-J., Lange, F., Martens, R., Schmitz, B. M., Schwarz, G.: Transportstudie Konrad 2009, Sicherheitsanalyse zur Beförderung radioaktiver Abfälle zum Endlager Konrad. Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) mbH, GRS-256, 190 S., ISBN 978-3-939355-31-1: Köln, 2010.
- /GRS 15/ Sogalla, M., Büttner, U.: Technical Support to ANVS in the Field of Nuclear safety of Existing and New Nuclear Facilities, WP 5 "Emergency Preparedness and Planning", Subject: Source term calculations for the scenario "Crash of nuclear powered satellites". Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) mbH, ANVS-WP5-T1: Köln, November 2015.
- /GRS 16/ Band, S., Borghoff, S., Büttner, U., Eberhard, H., Kaulard, J., Kilian-Hülsmeyer, Y., Maqua, M., Mildenberger, O., Schimpfke, T., Sonnenkalb, M., Stahl, T., Weiß, S., Wetzels, N.: Fukushima Daiichi 11. März 2011, Unfallablauf, Radiologische Folgen. Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) gGmbH, GRS-S-Bericht, Nr. 56, 5. Aufl., ISBN 978-3-944161-86-0, Media Cologne Kommunikationsmedien GmbH: Köln, 2016.

- /GRS 17/ Richter, C., Forell, B., Sentuc, F.-N.: Überprüfung des unfallbedingten Freisetzungsverhaltens bei der Beförderung radioaktiver Stoffe, Abschlussbericht, Arbeitspaket 3. GRS-Bericht, GRS - 482, 90 S., ISBN 978-3-946607-66-3, Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) gGmbH: Köln, Oktober 2017.
- /GRS 18/ Sonnenkalb, M., Band, S., Richter, C., Sogalla, M.: Unfallablauf- und Quelltermanalysen zu den Ereignissen in Fukushima im Rahmen des OECD/NEA BSAF-Projektes Phase II. GRS-Bericht, GRS - 485, ISBN 978-3-946607-69-4, DOI 10.2314/GBV:1028938144, Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) gGmbH: Köln, April 2018.
- /JUR 18/ Juretzka, P.: EDV-Systeme im Strahlenschutz zur bewertung der Aktivitätsfreisetzung im Störfall. Präsentation, Neue Entwicklungen im Strahlenschutz 2018, TÜV SÜD Akademie GmbH, TÜV SÜD Industrie Service GmbH: München, 15. Juni 2018.
- /KHA 09/ Khatib-Rahbar, M., Zavisca, M., Yuan, Z., Krall, A., Lubarsky, A., Ehlkes, L., Rattke, J.: Stufe 2 der Probabilistischen Sicherheitsanalyse für das Kernkraftwerk Neckarwestheim, Block 2, Abschlussbericht, Sicherheitsüberprüfung nach AtG. ERI Consulting & Co., November 2009.
- /KTA 07/ Kerntechnischer Ausschuss (KTA): Warte, Notsteuerstelle und örtliche Leitstände in Kernkraftwerken. Regel KTA 3904:2007-11, 9 S., 2007.
- /KTA 10/ Kerntechnischer Ausschuss (KTA): Ortsfestes System zur Überwachung von Ortsdosisleistungen innerhalb von Kernkraftwerken. Sicherheitstechnische Regel des KTA KTA 1501:2010-11, 9 S., 2010.
- /KTA 14a/ Kerntechnischer Ausschuss (KTA) (Hrsg.): Maßnahmen und Einrichtungen des anlageninternen Notfallschutzes, Sachstandsbericht. KTA-GS-81, 42 S., November 2014.
- /KTA 14b/ Kerntechnischer Ausschuss (KTA): Berücksichtigung des Strahlenschutzes der Arbeitskräfte bei Auslegung und Betrieb von Kernkraftwerken, Teil 2: Betrieb. Regel KTA 1301.2:2014-11, 12 S., 2014.

- /KTA 17a/ Kerntechnischer Ausschuss (KTA): Überwachung der Aktivitätskonzentrationen radioaktiver Stoffe in der Raumluft von Kernkraftwerken. Regel KTA 1502:2017-11, 14 S., 2017.
- /KTA 17b/ Kerntechnischer Ausschuss (KTA): Lüftungstechnische Anlagen in Kernkraftwerken. Regel KTA 3601:2017-11, 2017.
- /KUG 17/ Kugel, K., Möller, K. (Hrsg.): Anforderungen an endzulagernde radioaktive Abfälle (Endlagerungsbedingungen, Stand Februar 2017), Endlager Konrad. Bundesamt für Strahlenschutz (BfS), 102 S.: Salzgitter, 10. Februar 2017.
- /LAN 98/ Lange, F., Fett, H.-J., Hörmann, E., Röwekamp, M., Elston, B., Slawson, G., Chesire, R., Schneider, T., Raffestin, D.: Evaluation of the Safety of Vitrified High Level Waste Shipments from UK to Continental Europe by Sea, CEC Project 4.1020/D/96-001 (DG XVII). Hrsg.: Commission of the European Communities, Oktober 1998.
- /LAW 95/ Lawson, C. L., Hanson, R. J.: Solving least squares problems. Society for Industrial and Applied Mathematics, Classics in applied mathematics, Bd. 15, 337 S., ISBN 0898713560, Society for Industrial and Applied Mathematics (SIAM 3600 Market Street Floor 6 Philadelphia PA 19104): Philadelphia, Pa, 1995.
- /POR 05/ Portz, H.: Brand- und Explosionsschutz von A-Z, Begriffserläuterungen und brandschutztechnische Kennwerte. 1 online resource (357, ISBN 978-3-322-80197-5, Springer: Dordrecht, 2005.
- /RIC 15/ Richter, C., Thielen, H., Sogalla, M.: Ergänzende Untersuchungen zur Validierung des Atmosphärischen Radionuklid-Transport-Modells (ARTM). Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) gGmbH, GRS-394, 384 S., ISBN 978-3-944161-75-4: Köln, 2015.
- /SEN 15/ Sentuc, F.-N., Büttner, U.: Transportstudie Konrad 2009, Sicherheitsanalyse zur Beförderung radioaktiver Abfälle zum Endlager Konrad. Präsentation, Fachworkshop zur Transportstudie Endlager Konrad, Bundesamt für Strahlenschutz (BfS): Wolfenbüttel, 14. Juli 2015.

- /SOG 12/ Sogalla, M., Büttner, U., Löffler, H., Mildenerger, O., Thielen, H.: Katalog von Übungsszenarien und Übungsdokumentation für behördliche Notfallschutzorganisationen - Vorhaben 3607S04558, Auftragnehmer: Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS), Köln. Hrsg.: Bundesamt für Strahlenschutz (BfS), Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) mbH, Ressortforschungsberichte zur kerntechnischen Sicherheit und zum Strahlenschutz, BfS-RESFOR-47/12, 211 S.: Salzgitter, Februar 2012.
- /SOG 15a/ Sogalla, M., Büttner, U.: Exemplarische Quellterme als Grundlage für die Notfallschutzplanung in Deutschland, Vorhaben 3613S60032 Unterstützung der Notfallschutzplanung, AP 2.3.2 Bearbeitung von Ad-hoc-Fragestellungen, Stand: 11.11.2015 (Revision 2). Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) gGmbH, 11. November 2015.
- /SOG 15b/ Sogalla, M., Büttner, U., Schnadt, H.: Generalisierte Konzepte für Maßnahmen bei nuklearen und radiologischen Notfällen. Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) gGmbH, GRS-370, 121 S., ISBN 978-3-944161-51-8: Köln, 2015.
- /SON 98/ Sonnenkalb, M.: Unfallanalysen für DWR mit dem Integralcode MELCOR 1.8.3. Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) gGmbH, GRS-A-2579: Köln, Juni 1998.
- /SON 01/ Sonnenkalb, M.: Unfallanalysen für DWR vom Typ KONVOI (GKN-2) mit dem Integralcode MELCOR 1.8.4. Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit (GRS) gGmbH, GRS-A-2954: Köln, Dezember 2001.
- /SSK 04/ Strahlenschutzkommission (SSK) (Hrsg.): Leitfaden für den Fachberater Strahlenschutz der Katastrophenschutzleitung bei kerntechnischen Notfällen. Berichte der Strahlenschutzkommission (SSK) des Bundesministeriums für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit, Heft 37: München, 2004.
- /SSK 09/ Strahlenschutzkommission (SSK) (Hrsg.): Strahleninduzierte Katarakte, Empfehlungen der Strahlenschutzkommission mit wissenschaftlicher Begründung. Mai 2009.

- /SSK 10/ Strahlenschutzkommission (SSK) (Hrsg.): Übersicht über Maßnahmen zur Verringerung der Strahlenexposition nach Ereignissen mit nicht unerheblichen radiologischen Auswirkungen (Maßnahmenkatalog), Teil 1: Auswahl von Maßnahmen, Empfehlung der Strahlenschutzkommission. Berichte der Strahlenschutzkommission (SSK) des Bundesministeriums für Umwelt, Naturschutz und Reaktorsicherheit, Heft 60 Teil 1: Bonn, 2010.
- /SSK 14a/ Strahlenschutzkommission (SSK) (Hrsg.): Prognose und Abschätzung von Quelltermen bei Kernkraftwerksunfällen, Empfehlung der Strahlenschutzkommission. Juli 2014.
- /SSK 14b/ Strahlenschutzkommission (SSK) (Hrsg.): Radiologische Grundlagen für Entscheidungen über Maßnahmen zum Schutz der Bevölkerung bei Ereignissen mit Freisetzungen von Radionukliden, Empfehlung der Strahlenschutzkommission. Februar 2014.
- /SSK 15/ Strahlenschutzkommission (SSK) (Hrsg.): Weiterentwicklung des Notfallschutzes durch Umsetzen der Erfahrungen aus Fukushima, Empfehlung der Strahlenschutzkommission. Februar 2015.

## Abkürzungsverzeichnis

AGG	Abfallgebindegruppe
AP	Arbeitspaket
APG	Abfallproduktgruppen
AtG	Atomgesetz
BBK	Bundesamts für Bevölkerungsschutz und Katastrophenhilfe
BE	Brennelement
BfG	Bundesanstalt für Gewässerkunde
BfS	Bundesamt für Strahlenschutz
BK	Belastungsklasse
BMU	Bundesministerium für Umwelt, Naturschutz, und nukleare Sicherheit
BMWi	Bundesministeriums für Wirtschaft und Energie
DB	Deutsche Bahn
DE	Dampferzeuger
DH	Druckhalter
DWD	Deutscher Wetterdienst
DWR	Druckwasserreaktor
EDV	Elektronische Datenverarbeitung
EK	Elementklasse
ELAN	Elektronische Lagedarstellung
EURDEP	European Radiological Data Exchange Platform
FLAB	Flugzeugabsturz
GP	generischer Parameter
GRS	Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit

HD	Hochdruck
HRQ	Hochradioaktive Strahlenquelle
IMIS	Integriertes Mess- und Informationssystem zur Überwachung der Umweltradioaktivität
IRMIS	International Radiation Monitoring Information System
KFÜ	Kernreaktor Fernüberwachung
KKW	Kernkraftwerk
KTA	Kerntechnischer Ausschuss
ND	Niederdruck
ODL	Ortsdosisleistung
PSÜ	Periodischen Sicherheitsüberprüfung
RDB	Reaktordruckbehälter
RESA	Reaktorschnellabschaltung
RLB	Radiologischen Lagebild
RLZ	Radiologischen Lagezentrums des Bundes
RöV	Röntgenverordnung
SSK	Strahlenschutzkommission
StrlSchG	Strahlenschutzgesetz
StrlSchV	Strahlenschutzverordnung
TLB	Transport- und Lagerbehälter
TUSA	Turbinenschnellabschaltung

## Abbildungsverzeichnis

Abb. 3.1	Zeitlicher Verlauf der Dosisleistung durch Gamma-Strahlung aus der Umgebenden Luft im Ringraum oder auf dem Anlagengelände infolge eines 10 cm <sup>2</sup> Lecks im heißen Strang mit Ausfall der Dampferzeuger-Wärmeabfuhr. ....	41
Abb. 3.2	Zeitlicher Verlauf der Inhalationsdosis aufgrund eines Aufenthalts im Ringraum oder auf dem Anlagengelände von einer Minute infolge eines 10 cm <sup>2</sup> Lecks im heißen Strang mit Ausfall der Dampferzeuger-Wärmeabfuhr. ....	42
Abb. 3.3	Zeitlicher Verlauf der Organdosis der Schilddrüse aufgrund eines Aufenthalts im Ringraum oder auf dem Anlagengelände von einer Minute zum betreffenden Zeitpunkt infolge eines 10 cm <sup>2</sup> Lecks im heißen Strang mit Ausfall der Dampferzeuger-Wärmeabfuhr. ....	42
Abb. 3.4	Zeitlicher Verlauf der Dosisleistung durch Gamma-Strahlung aus der Umgebenden Luft im Ringraum bzw. auf dem Anlagengelände infolge eines 10 cm <sup>2</sup> Lecks im kalten Strang mit Ausfall der Dampferzeuger-Wärmeabfuhr. ....	45
Abb. 3.5	Zeitlicher Verlauf der Inhalationsdosis aufgrund eines Aufenthalts im Ringraum bzw. auf dem Anlagengelände von einer Minute zum betreffenden Zeitpunkt infolge eines 10 cm <sup>2</sup> Lecks im kalten Strang mit Ausfall der Dampferzeuger-Wärmeabfuhr. ....	46
Abb. 3.6	Zeitlicher Verlauf der Organdosis der Schilddrüse aufgrund eines Aufenthalts im Ringraum bzw. auf dem Anlagengelände von einer Minute zum betreffenden Zeitpunkt infolge eines 10 cm <sup>2</sup> Lecks im kalten Strang mit Ausfall der Dampferzeuger-Wärmeabfuhr. ....	46
Abb. 3.7	Zeitlicher Verlauf der Dosisleistung durch Gamma-Strahlung aus der Umgebenden Luft im Ringraum bzw. auf dem Anlagengelände infolge einer Transiente mit Totalausfall der Dampferzeuger-Bespeisung und mit sekundär- und primärseitigen Notfallmaßnahmen. ....	49
Abb. 3.8	Zeitlicher Verlauf der Inhalationsdosis aufgrund eines Aufenthalts im Ringraum bzw. auf dem Anlagengelände von einer Minute zum betreffenden Zeitpunkt infolge einer Transiente mit Totalausfall der Dampferzeuger-Bespeisung und mit sekundär- und primärseitigen Notfallmaßnahmen. ....	50
Abb. 3.9	Zeitlicher Verlauf der Organdosis der Schilddrüse aufgrund eines Aufenthalts im Ringraum bzw. auf dem Anlagengelände von einer	



	Minute zum betreffenden Zeitpunkt infolge einer Transiente mit Totalausfall der Dampferzeuger-Bespeisung und mit sekundär- und primärseitigen Notfallmaßnahmen. ....	50
Abb. 3.10	Zeitlicher Verlauf der Dosisleistung durch Gamma-Strahlung aus der Umgebenden Luft im Ringraum bzw. auf dem Anlagengelände infolge eines 200 cm <sup>2</sup> Lecks im heißen Strang mit Ausfall der Dampferzeuger-Wärmeabfuhr. ....	53
Abb. 3.11	Zeitlicher Verlauf der Inhalationsdosis aufgrund eines Aufenthalts im Ringraum bzw. auf dem Anlagengelände von einer Minute zum betreffenden Zeitpunkt infolge eines 200 cm <sup>2</sup> Lecks im heißen Strang mit Ausfall der Dampferzeuger-Wärmeabfuhr. ....	54
Abb. 3.12	Zeitlicher Verlauf der Organdosis der Schilddrüse aufgrund eines Aufenthalts im Ringraum bzw. auf dem Anlagengelände von einer Minute zum betreffenden Zeitpunkt infolge eines 200 cm <sup>2</sup> Lecks im heißen Strang mit Ausfall der Dampferzeuger-Wärmeabfuhr. ....	54
Abb. 3.13	Zeitlicher Verlauf der Dosisleistung durch Gamma-Strahlung aus der Umgebenden Luft im Ringraum, im Hilfsanlagegebäude bzw. auf dem Anlagengelände infolge einer Transiente mit totalem Spannungsausfall und Versagen der Druckhalter-Verbindungsleitung. ....	57
Abb. 3.14	Zeitlicher Verlauf der Inhalationsdosis aufgrund eines Aufenthalts im Ringraum, im Hilfsanlagegebäude bzw. auf dem Anlagengelände von einer Minute zum betreffenden Zeitpunkt infolge einer Transiente mit totalem Spannungsausfall und Versagen der Druckhalter-Verbindungsleitung. ....	58
Abb. 3.15	Zeitlicher Verlauf der Organdosis der Schilddrüse aufgrund eines Aufenthalts im Ringraum, im Hilfsanlagegebäude bzw. auf dem Anlagengelände von einer Minute zum betreffenden Zeitpunkt infolge einer Transiente mit totalem Spannungsausfall und Versagen der Druckhalter-Verbindungsleitung. ....	59
Abb. 3.16	Zeitlicher Verlauf der Dosisleistung durch Gamma-Strahlung aus der Umgebenden Luft im Ringraum, im Hilfsanlagegebäude und auf dem Anlagengelände infolge einer Transiente mit totalem Spannungsausfall und Versagen der Druckhalter-Verbindungsleitung mit nachfolgendem Leck im Sicherheitsbehälter. ....	62
Abb. 3.17	Einfluss der meteorologischen Verhältnisse auf die radiologische Situation auf dem Anlagengelände. ....	63

Abb. 4.1	Schematischer Ablauf zur Verknüpfung technischer und radiologischer Informationen für die Quelltermabschätzung.....	68
Abb. 4.2	Ergebnis der Schwerpunktberechnung und Transformation der Gammasubmersionsverteilungen ins Schwerpunktsystem am Beispiel der Windgeschwindigkeitsklassen 1 m/s ( $s = 1$ ) und 3 m/s ( $s = 2$ ) sowie verschiedene Zeitintervalle nach Freisetzungsbeginn. $D_{sp}$ bezeichnet den Abstand der errechneten Schwerpunkte vom Emissionsort. ....	82
Abb. 4.3	Berechnete Wolkenzugbahnen für den Freisetzungszeitraum 14.03.2011, 20:30 JST bis 15.03.2011 03:00 JST und Lage der Messpunkte „MP Haupttor“ am KKW Fukushima Daiichi (KKW F1) und „MP 4“ am KKW Fukushima Daini (KKW F2) .....	85
Abb. 4.4	Vergleich der für den „MP Haupttor“ berechneten Einflussmatrizen zwischen der Originalmethode nach /GRS 18/ und der vereinfachten Methode im Beobachtungszeitraum 14.03.2011, 20:00 JST bis 15.03.2011, 07:00 JST .....	86
Abb. 4.5	Vergleich der für den „MP 4, KKW F2“ berechneten Einflussmatrizen zwischen der Originalmethode nach /GRS 18/ und der vereinfachten Methode im Beobachtungszeitraum 14.03.2011, 20:00 JST bis 15.03.2011, 07:00 JST .....	87
Abb. 4.6	Vergleich der aufgrund von ODL-Messungen am „MP Haupttor“ rekonstruierten Freisetzungen für ausgewählte Nuklide zwischen der Originalmethode nach /GRS 18/ und der vereinfachten Methode im Freisetzungszeitraum 12.03.2011, 00:00 JST bis 16.03.2011, 18:00 JST .....	88
Abb. 4.7	Vergleich der aufgrund von ODL-Messungen am „KKW F2, MP 4“ rekonstruierten Freisetzungen für ausgewählte Nuklide zwischen der Originalmethode nach /GRS 18/ und der vereinfachten Methode im Freisetzungszeitraum 12.03.2011, 00:00 JST bis 16.03.2011, 18:00 JST .....	89
Abb. 5.1	Angenommene Brandtemperatur des Szenarios 6 aus /BÜT 14c/ als thermische Beaufschlagung.....	107
Abb. 5.2	Eingabefläche für die Indikatoren.....	159
Abb. 5.3	Ergebnisliste .....	160
Abb. 5.4	Liste mit Kernkraftwerken. ....	160

Abb. 5.5 Beispiele für Aussagenlisten. Oben finden sich Aussagen, die mit dem GP1 (Ereignisort) verknüpft sind, unten sind Aussagen zum GP 5 (Freisetzung). ..... 161

## Tabellenverzeichnis

Tab. 2.1	Referenzszenarien des Diskussionsentwurfs des allgemeinen Notfallplans des Bundes in der Version 2.10 vom 21.01.2020 .....	7
Tab. 3.1	Aktivität in Bq im Filter des Sicherheitsbehälter-Venting-Systems als Folge verschiedener Unfallszenarien. Die Berechnung erfolgte anhand des Inventars gemäß /SSK 04/ und der Freisetzungsteile aus /SON 98/, /SON 01/.....	28
Tab. 3.2	Aktivität in Bq im Filter des Sicherheitsbehälter-Venting-Systems als Folge verschiedener Unfallszenarien. Die Berechnung erfolgte anhand des Inventars gemäß /SSK 04/ und der Freisetzungsteile aus /SON 98/, /SON 01/.....	29
Tab. 3.3	Elementklassen und typisches Kerninventar eines DWR KONVOI für Störfallanalysen mit MELCOR .....	32
Tab. 3.4	Betrachtete Anlagenbereiche.....	33
Tab. 3.5	Inventar radiologisch wichtiger Radionuklide eines Druckwasserreaktors mit einer thermischen Leistung von 3950 MWth nach einer 28-tägigen Stillstandszeit und einer anschließenden Betriebsdauer von 100 Tagen sowie entsprechende Halbwertszeiten /SSK 04/ .....	35
Tab. 3.6	Dosisleistungs- und Dosiskoeffizienten für Erwachsene (ab 18 Jahren) .....	38
Tab. 3.7	Charakteristische Ereignisse des Unfallablaufs 10 cm <sup>2</sup> Leck im heißen Strang mit Ausfall der Dampferzeuger-Wärmeabfuhr mit Bezug zu Freisetzungen /SON 01/.....	39
Tab. 3.8	Charakteristische Ereignisse des Unfallablaufs 10 cm <sup>2</sup> Leck im kalten Strang mit Ausfall der Dampferzeuger-Wärmeabfuhr mit Bezug zu Freisetzungen /SON 01/ .....	44
Tab. 3.9	Charakteristische Ereignisse des Unfallablaufs Transiente mit Totalausfall der Dampferzeuger-Bespeisung und mit sekundär- und primärseitigen Notfallmaßnahmen mit Bezug zu Freisetzungen /SON 01/.....	48
Tab. 3.10	Charakteristische Ereignisse des Unfallablaufs 200 cm <sup>2</sup> Leck im heißen Strang mit Ausfall der Dampferzeuger-Wärmeabfuhr mit Bezug zu Freisetzungen /SON 01/.....	52

Tab. 3.11	Charakteristische Ereignisse des Unfallablaufs einer Transienten mit totalem Spannungsausfall und Versagen der Druckhalter-Verbindungsleitung mit Bezug zu Freisetzungen /SON 01/ .....	56
Tab. 3.12	Charakteristische Ereignisse des Unfallablaufs einer Transienten mit totalem Spannungsausfall und Versagen der Druckhalter-Verbindungsleitung mit nachfolgendem Leck im Sicherheitsbehälter mit Bezug zu Freisetzungen /SON 01/ .....	61
Tab. 3.13	Dosisleistung durch Gamma-Strahlung aus der Umgebenden Luft im Ringraum und im Hilfsanlagegebäude am Ende der Berechnung für verschiedene Unfallabläufe, basierend auf den Unfallanalysen aus /SON 01/.....	65
Tab. 4.1	Schema zur Bewertung der Informationsqualität. Das Schema bezieht sich sowohl auf Primärinformationen als auch auf abgeleitete Aussagen.....	70
Tab. 4.2	Betrachtete Parameter für die In-Situ-Analyse radiologischer Informationen.....	73
Tab. 4.3	Verknüpfungsmöglichkeiten zwischen den Parametern für die In-Situ-Analyse radiologischer Informationen .....	73
Tab. 4.4	Berechnungsverfahren zur Verknüpfung zwischen den Parametern für die In-Situ-Analyse radiologischer Informationen .....	74
Tab. 4.5	Kombinationen möglicher Fälle von verfügbaren Messungen mit erforderlichen Berechnungen zur Bereitstellung eines vollständigen Satzes von Zielparametern .....	75
Tab. 5.2	Barrieren und Rückhalteeffekte in Szenarien .....	95
Tab. 5.3	Beispiele für mechanische Beaufschlagungen in verschiedene Szenarien .....	96
Tab. 5.4	Beispiele für thermische Beaufschlagungen in verschiedene Szenarien .....	98
Tab. 5.5	Beispiele für chemische Beaufschlagung.....	99
Tab. 5.6	Beispiele für verschiedene Hauptexpositionspfade .....	100
Tab. 5.7	Inventar des betroffenen Mosaikbehälters .....	105
Tab. 5.8	Zeitliche Analyse der zur Verfügung stehenden Informationen über das Unfallszenario .....	111

Tab. 5.9	Anzahl von Transporteinheiten pro LKW in Abhängigkeit vom Behältertyp .....	115
Tab. 5.10	Qualitätsmerkmale und Beispiele für Abfallproduktgruppen .....	116
Tab. 5.11	Behältergrundtypen für die Verpackung von radioaktiven Abfällen mit vernachlässigbarer Wärmeentwicklung (entnommen /KUG 17/) .....	117
Tab. 5.12	Thermische Parameter der simulierten Materialien aus /PIE 84/.....	118
Tab. 5.13	Definition der Abfallgebindegruppen nach /GRS 10/ .....	119
Tab. 5.14	Definitionsschema der neun Belastungsklassen (gemäß /GRS 17/) .....	120
Tab. 5.15	Freisetzunganteil der AGG 1 aus /GRS 17/.....	121
Tab. 5.16	Freisetzunganteil der AGG 2 aus /GRS 17/.....	122
Tab. 5.17	Freisetzunganteil der AGG 3 aus /GRS 17/.....	123
Tab. 5.18	Freisetzunganteil der AGG 4 aus /GRS 17/.....	124
Tab. 5.19	Freisetzunganteil der AGG 5 aus /GRS 17/.....	125
Tab. 5.20	Freisetzunganteil der AGG 6 aus /GRS 17/.....	126
Tab. 5.21	Freisetzunganteil der AGG 7 aus /GRS 17/.....	127
Tab. 5.22	Freisetzunganteil der AGG 8 aus /GRS 17/.....	128
Tab. 5.23	Aussagen zum Freisetzungsbeginn .....	131
Tab. 5.24	Aussagen zum Freisetzungsende.....	133
Tab. 5.25	Aussagen zur Freisetzungsmenge.....	135
Tab. 5.26	Identifizierte Indikatoren für Ereignisse der analysierten Abläufe „Kernkraftwerksunfall“ und „Transport- oder Handhabungsunfall“ aus /SOG 15b/.....	142
Tab. 5.27	Farbliche Darstellung der Zuordnung der Indikatoren aus Tab. 5.26.....	144
Tab. 5.28	Auftreten der Indikatoren in Abhängigkeit vom Referenzszenario .....	145
Tab. 5.29	Aussagen zum Ursprungsort einer Freisetzung .....	149
Tab. 5.30	Qualitative Verknüpfung von Indikatoren und Freisetzungsparemtern .....	151
Tab. 5.31	Erste Informationen über ein Ereignis.....	155
Tab. 5.32	Übersicht über die relevanten Parameter für einen Quellterm.....	158

**Gesellschaft für Anlagen-  
und Reaktorsicherheit  
(GRS) gGmbH**

Schwertnergasse 1  
**50667 Köln**

Telefon +49 221 2068-0

Telefax +49 221 2068-888

Boltzmannstraße 14

**85748 Garching b. München**

Telefon +49 89 32004-0

Telefax +49 89 32004-300

Kurfürstendamm 200

**10719 Berlin**

Telefon +49 30 88589-0

Telefax +49 30 88589-111

Theodor-Heuss-Straße 4

**38122 Braunschweig**

Telefon +49 531 8012-0

Telefax +49 531 8012-200

[www.grs.de](http://www.grs.de)